



KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH

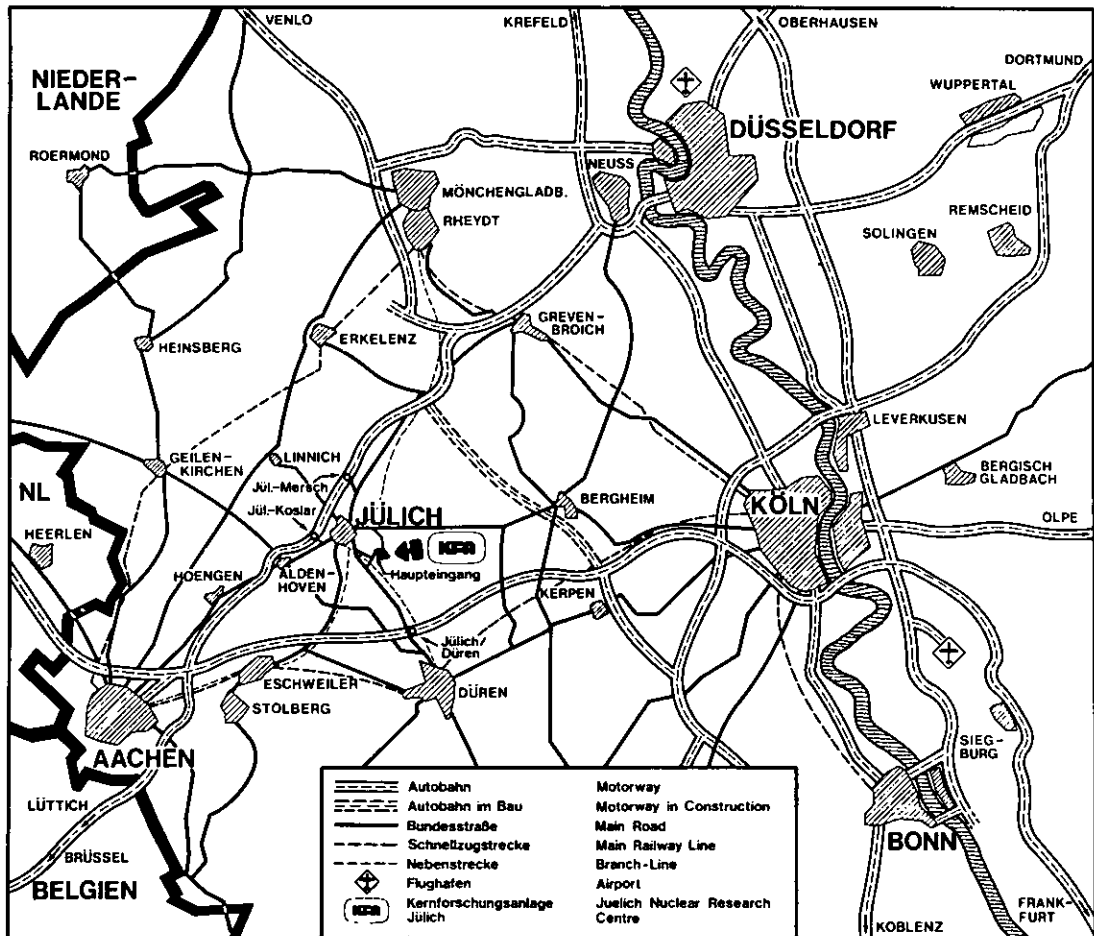
650₁

**Brennelementstruktur –
Auslegung, Fertigung und Betriebsverhalten**

zusammengestellt von

G. Pott, W. Dietz

**Jül - Conf - 50
Januar 1985
ISSN 0344-5798**



Als Manuskript gedruckt

Berichte der Kernforschungsanlage Jülich – Jül - Conf - 50

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Postfach 1913 · D-5170 Jülich (Bundesrepublik Deutschland)

Telefon: 024 61/610 · Telex: 833 556-0 kf d

Brennelementstruktur – Auslegung, Fertigung und Betriebsverhalten

**Vorträge einer Fachtagung der Fachgruppe
Brennelemente der Kerntechnischen Gesellschaft e.V.
am 15. und 16. November 1984
in der Kernforschungsanlage Jülich**

zusammengestellt von

G. Pott, W. Dietz

Inhalt

	Seite
. Überblick über die Brennelement-Struktur-Auslegung für den bestimmungsgemäßen Betrieb und für Störfälle	1
H.P. Fuchs, J.-D. Kim, R. Schmucker (KWU)	
. Impact of Fuel Assembly Design on Fuel Utilization	9
P. Deramaix (BELGONUCLEAIRE)	
. Structural Analysis of PWR Fuel Assemblies in Loca and Seismic Conditions	37
J. C. Leroux (FRAGEMA)	
. The Mechanical Structure of the SVEA BWR Fuel	45
O. Nylund, A. Johansson, S. Junkrans (AB ASEA-ATOM)	
. Entwicklung der KWU-DWR-Brennelementstruktur in den letzten 15 Jahren	53
F.-W. Aisch, G. Frömel, H. Lettau (KWU)	
. Weiterentwicklung der Fertigungsmethoden zum Bau der DWR-Brennelement-Skelette	61
W. Leukert, K. Dengscherz (RBU), H.-J. Romeiser (KWU)	
. Exxon Nuclear Experience with Dismountable Upper Tie Plates	65
L.F. van Swam, C. A. Brown (Exxon)	

	Seite
. Methoden zur Betriebsverfolgung und Reparatur der Struktur von LWR-Brennelementen	75
H. Knaab, R. Manzel, K. Knecht (KWU)	
. Betriebserfahrungen mit der Struktur der Brennelemente in den Kernkraftwerken Stade und Unterweser	85
O. A. Besch (NWK)	
. Bestrahlungsverhalten von Reaktorgraphit - Neuere Ergebnisse	91
G. Haag, D. Mindermann (KFA), K. Janssen (Sigri)	
. Graphitreflektor des HTR - Auslegung, Fertigung, Errichtung -	97
W. Theymann, C. Elter (HRB)	
. Auslegung und Betriebsverhalten der SNR-Brennelementstruktur	143
W. Dietz, H. Többe (INTERATOM)	

Überblick über die Brennelement-Struktur-Auslegung
für den bestimmungsgemäßen Betrieb und für Störfälle

H.P. Fuchs, J.-D. Kim, R. Schmucker

Kraftwerk Union Aktiengesellschaft

1. Einleitung

Die Brennelement (BE)-Struktur-Auslegung befaßt sich mit den mechanischen Beanspruchungen des BE mit Ausnahme der brennstabinternen Vorgänge. Im vorliegenden Beitrag wird die BE-Strukturauslegung am Beispiel des DWR-BE dargestellt.

2. Grundlegende Anforderungen und wirkende Belastungen

Die BE-Struktur muß im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen unterschiedlichen Anforderungen genügen.

Im bestimmungsgemäßen Betrieb muß die BE-Struktur

- die Brennstäbe in einer definierten und kühlbaren Anordnung halten und sicher lagern,
- die Steuerstäbe führen bzw. die Kerninstrumentierung und andere Kernbauteile aufnehmen,
- den BE-Transport und die BE-Handhabung ermöglichen.

Bei Störfällen muß sich die BE-Struktur so verhalten, daß

- die Nachkühlbarkeit des Reaktors und
 - die Nachkühlbarkeit des Kerns
- gewährleistet sind.

Weiterhin sollte die BE-Struktur

- möglichst wenig Neutronen absorbieren,
- einen möglichst geringen Strömungswiderstand für das Kühlmittel bieten bzw. mit der Struktur der bereits eingesetzten BE thermohydraulisch verträglich sein,
- die Durchmischung des Kühlmittels fördern,
- einen Austausch von Brennstäben ermöglichen.

Die BE-Struktur ist in den verschiedenen Betriebszuständen folgenden Belastungen ausgesetzt:

- BE-Gewicht (beim Transport auch in horizontaler Lage)
- Strömungskräfte des Kühlmittels
- Kräfte durch andere Kernbauteile, z.B. Verspannungskräfte von Drosselkörpern oder Kräfte durch einfallende Steuerelemente
- Relativverschiebungen der Kerneinbauten in Abhängigkeit vom Betriebszustand (Einbauraum für die BE verändert sich)
- Temperatur
- Strahlung (Werkstoffeffekte wie Schwellen, Kriechen, Längenwachstum, Verfestigung, Versprödung und Federrelaxation)
- Kühlmittelchemie
- Hydrodynamische Belastungen beim Kühlmittelverluststörfall
- Bewegungen der Kerneinbauten bei Störfällen
- Handhabungs- bzw. Transportkräfte

Eine geeignete Konstruktion und Auslegung sowie die richtige Auswahl der Werkstoffe stellen sicher, daß die BE-Struktur unter Berücksichtigung der auftretenden Belastungen den oben genannten Anforderungen gerecht wird.

3. Themen der BE-Strukturauslegung

Einige der Auslegungsforderungen, die in Abschnitt 2 genannt sind, sind durch grundlegende Konstruktionsprinzipien oder durch die Werkstoffwahl von vornherein erfüllt. Die übrigen Punkte werden, unter Berücksichtigung der folgenden Auslegungskriterien, im Detail behandelt:

- Die minimale Abstandshalter-Federkraft muß eine ausreichende Einspannung der Brennstäbe gewährleisten, um unzulässigen Verschleiß durch strömungsinduzierte Schwingungen der Brennstäbe zu vermeiden.
- Unzulässige Brennstab-Durchbiegung durch zu hohe Abstandshalter-Federkräfte oder durch unzureichenden axialen Ausdehnungsraum für die Brennstäbe ist zu vermeiden.
- Die Niederhalterung muß im Normalbetrieb eine stabile Lage der BE auf dem unteren Rost gewährleisten.
- Die Spannungen in den Führungsrohren dürfen keine unzulässigen Deformationen verursachen.
- Die hydraulischen Stoßdämpfer in den Führungsrohren müssen eine ausreichende Bremswirkung auf die bei einer Schnellabschaltung einfallenden Steuerelemente ausüben.

- Die Korrosion und Wasserstoffaufnahme der Zircaloy-Strukturteile darf nicht zu einer unzulässigen Wandschwächung oder Versprödung führen.
- Bei Störfällen wird gezeigt, daß die Verformungen in horizontaler und vertikaler Richtung so klein sind, daß die Abschaltbarkeit des Reaktors bzw. Nachkühlbarkeit des Kerns gewährleistet sind.

Für jedes dieser Themen existiert ein System aus Auslegungsziel, Belastungen, Randbedingungen, Kriterien und Methoden, das in Tabelle 1 am Beispiel der Niederhalterung dargestellt ist.

In den folgenden beiden Abschnitten wird an zwei Beispielen gezeigt, mit welchen Methoden die Auslegungsanalysen durchgeführt werden.

4. Auslegungsbeispiele

Axiale Spannungen in den Führungsrohren im Normalbetrieb

Die Belastungen werden größtenteils über die BE-Endstücke und die Abstandshalter in die Führungsrohre eingeleitet. Deshalb spielen alle im Normalbetrieb auf das BE wirkenden mechanischen Belastungen (siehe Abschnitt 2), sowie die Differenzwärmedehnungen und das Differenzlängenwachstum zwischen Brennstäben und Führungsrohren eine Rolle.

Um allen diesen Effekten gerecht zu werden, wird für die Berechnung ein detailliertes Rechenmodell (siehe Abb. 1) verwendet, in dem die Führungsrohre durch einen Balken und die Brennstäbe durch einen zweiten Balken dargestellt werden. Die Verbindung zwischen den beiden Balken erfolgt durch Reibelemente, die die reibschlüssige Verbindung zwischen Abstandshaltern und Brennstäben simulieren.

Ein charakteristisches Ergebnis für die axialen Spannungen in den Führungsrohren ist in Abb. 2 dargestellt. Es zeigt sich, daß die größten Spannungen nach einer gewissen Einsatzzeit auftreten, wenn das Differenzlängenwachstum zwischen Brennstäben und Führungsrohren zum Durchrutschen der Brennstäbe durch die Abstandshalter führt.

Störfall-Horizontalanalyse

Störfälle führen zu gekoppelten Schwingungen von Kerneinbauten und BE. Die Bewegung kann in horizontaler Richtung so verlaufen, daß die BE, die am unteren Rost und an der oberen Gitterplatte mit Zentrierstiften geführt sind, mit den Abstandshaltern gegeneinander stoßen. Die Brennelemente am Kernrand können außerdem gegen die Kernumfassung stoßen.

Ziel der Auslegung ist es, daß eine bleibende Verformung der Abstandshalter entweder nicht auftritt oder so begrenzt bleibt, daß die Abschaltbarkeit des Reaktors und die Nachkühlbarkeit des Kerns gewährleistet sind.

Für die Berechnung werden BE-Reihenmodelle verwendet (siehe Abb. 3), die Längsschnitte durch den Kern darstellen. In den BE-Reihenmodellen ist jedes BE durch einen Balken abgebildet. In den Abstandshalterebenen sind Systeme von Federn angeordnet, die die Stöße simulieren. Die Eingabegrößen des Rechenmodells sind teilweise aus Versuchen entnommen.

So wird zum Beispiel die BE-Biegesteifigkeit in Versuchen an Test-BE mit Originalstruktur ermittelt (siehe Abb. 4).

Die Ergebnisse von Rechnungen mit dem BE-Reihenmodell wurden an einem Versuch mit 3 Test-BE mit Originalstruktur verifiziert. Die 3 BE wurden in einem Wassertank in einer Anordnung wie im Kern mit simulierten Kernumfassungen auf beiden Seiten auf einem Rütteltisch zu Schwingungen angeregt. Die dabei gemessenen Stoßkräfte sind in Abb. 5 den Ergebnissen aus einer Vergleichsrechnung gegenübergestellt. Die Übereinstimmung ist gut.

Das Verhalten der Abstandshalter wurde in Abstandshalter-Querbelastungsversuchen ermittelt.

Als Beispiel für die Auslegungsrechnungen ist ein Ausschnitt aus einer Erdbebenrechnung in Abb. 6 dargestellt. Man erkennt, daß die größten Stoßkräfte immer als Folge einer gemeinsamen Bewegung aller BE zustande kommen.

5. Schlußbemerkung

Die Vorgänge im BE sind in ihrer vielfältigen Überlagerung sehr kompliziert. Die Berechnung wird deshalb durch Versuche ergänzt bzw. verifiziert. Daneben ist die Betriebserfahrung das bedeutendste Hilfsmittel zur Untermauerung der Auslegungsmethodik. Die Erfahrung mit KWU-BE und speziell mit der BE-Struktur ist sehr gut. Die Brennstab-Defektrate pro Zyklus liegt bei LWR-BE mit fortgeschrittener Konstruktion und Auslegung bei etwa 0,002 %. Durch die BE-Struktur wurden in den letzten Jahren keine Defekte verursacht.

<u>Auslegungsziel:</u>	Vermeidung von Schwingungsschäden
<u>Belastungen:</u>	Strömungskraft abhängig vom Betriebszustand
<u>Randbedingungen:</u>	Ungleichförmige Anströmung, BE-Gewicht, hydrostatischer Auftrieb, Abstand unterer Rost - Gitterplatte abhängig vom Betriebszustand, BE-Länge abhängig von Betriebszustand und Abbrand, Einbauraum der Niederhaltefeder, Federrelaxation, Toleranzen
<u>Kriterien:</u>	Niederhaltung des BE, Integrität der Federn, Vermeidung unzulässigen Setzens der Federn, Vermeidung unzulässiger Belastung der Kerneinbauten, flache Federkennlinie
<u>Methoden:</u>	Schraubenfeder: Rechnungen nach DIN, Blattfeder: FE-Rechnungen, Kennlinienmessungen, Funktionstest, Ermüdungsversuch

Tabelle 1: Auslegung der Niederhaltefedern

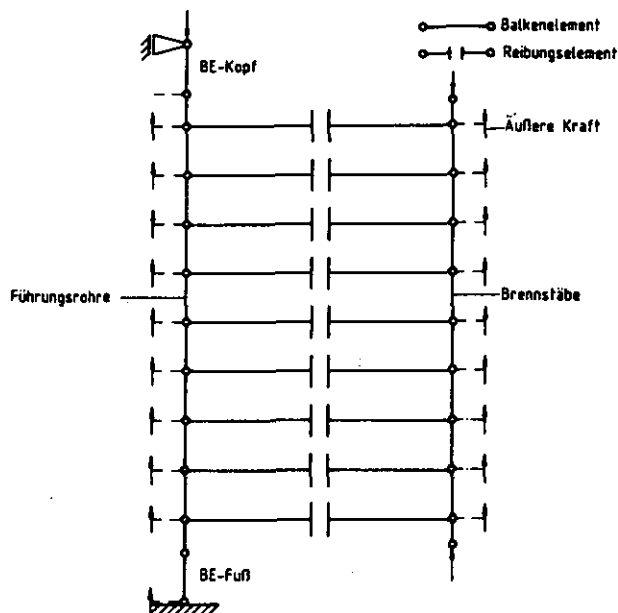


Abb. 1: BE-Rechenmodell

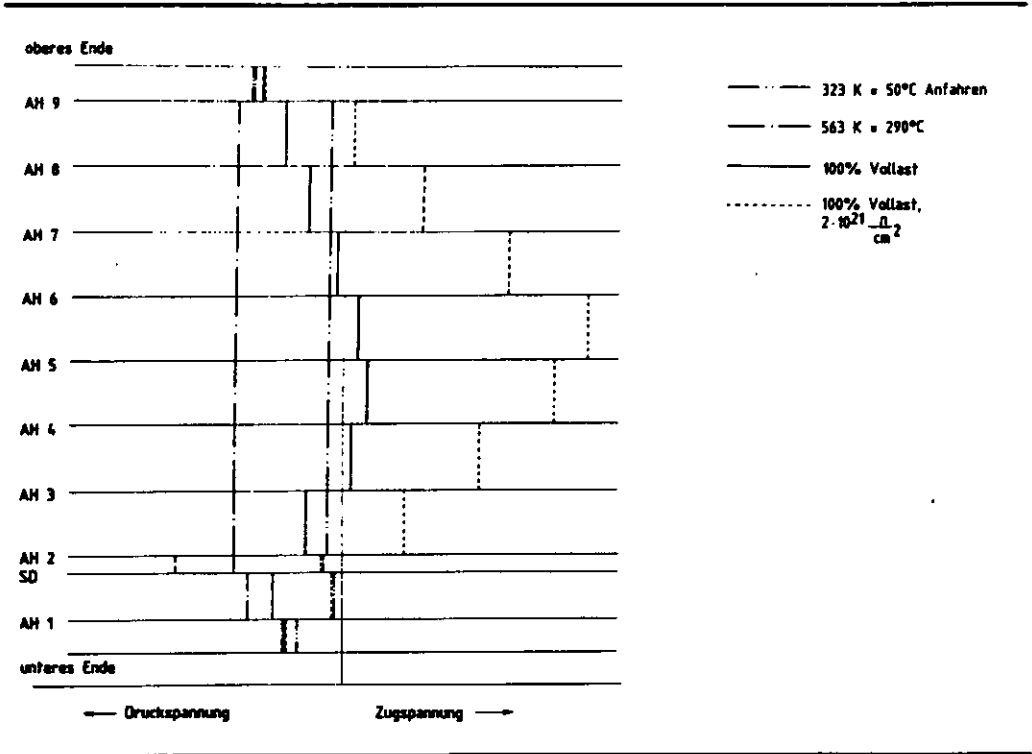


Abb. 2: FR-Belastungen bei BE mit Zry-Führungsrohren

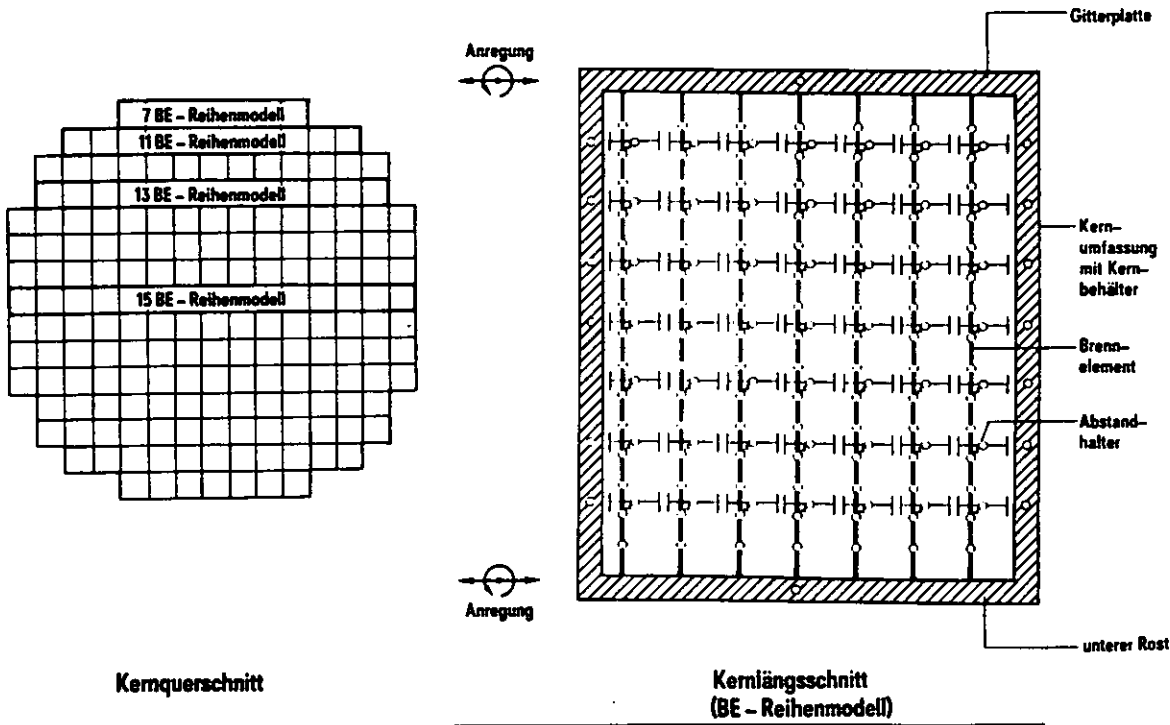


Abb. 3: Rechenmodell für die Störfallanalyse (horizontal)

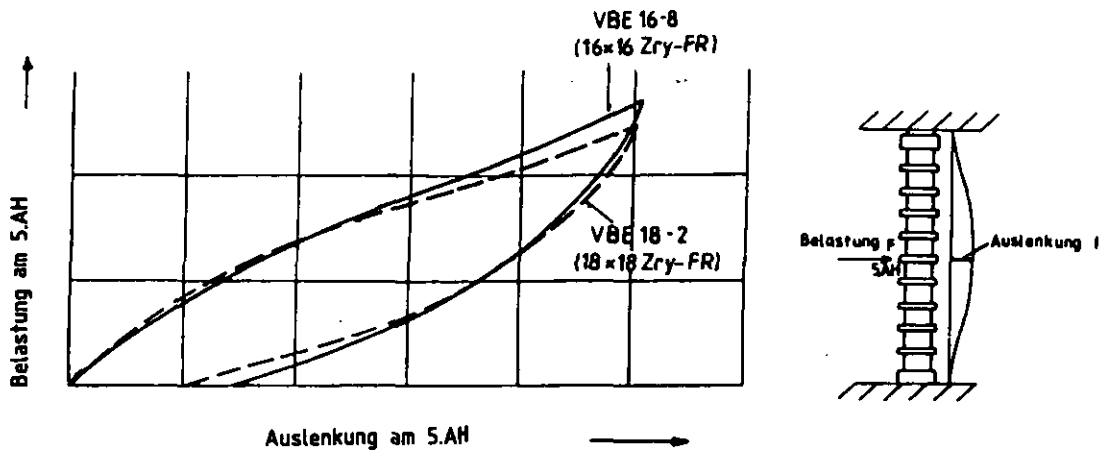


Abb. 4: Gemessene laterale Federkennlinien am 5. AH (Reaktor - Einspannung)

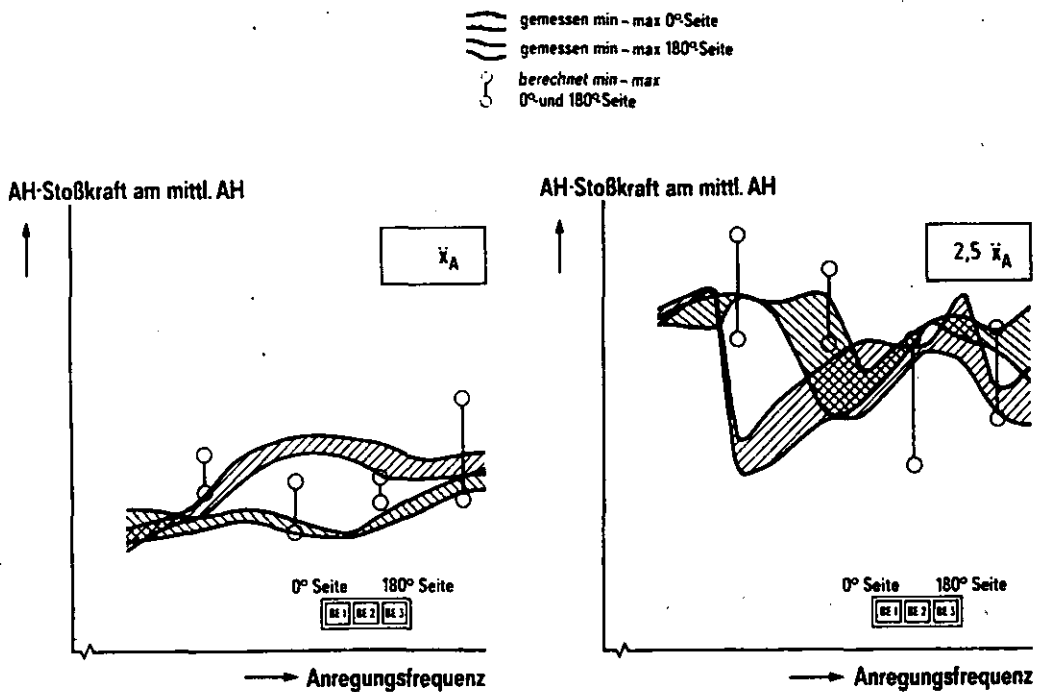


Abb. 5: Vergleich Berechnung mit Versuch
3 BE-Schwingungsversuch mit Gleitsinusanregung

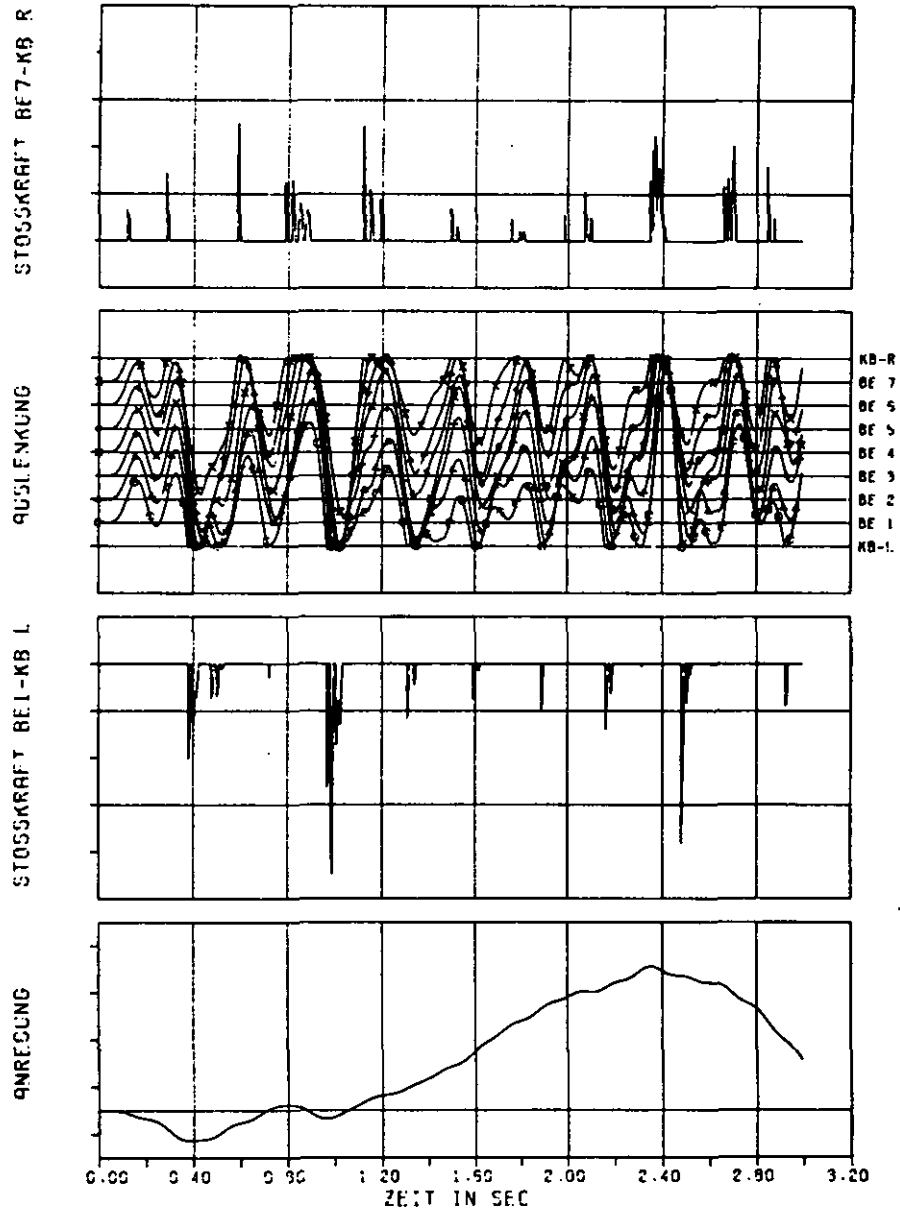


Abb. 6: Störfallanalyse (horizontal)

1984 Meeting of Section Fuel Assemblies of
Nuclear Society of Federal Republic of Germany
Jülich, November 15 - 16, 1984

IMPACT OF FUEL ASSEMBLY DESIGN ON FUEL UTILIZATION

P. Deramaix
BELGONUCLEAIRE
Brussels - Belgium

SUMMARY

BELGONUCLEAIRE's effort has been concentrated since more than 15 years on the development and the demonstration of reconstitutable fuel assemblies with a maximum proportion of structural parts made of Zircaloy with the aims :

- to reduce fissile material requirements
- to allow a further utilization of leaking fuel assemblies after repair.

The utilization of plutonium-uranium mixed oxide fuel and/or gadolinium-uranium mixed oxide fuel is an additional incentive to adopt reconstitutable fuel assembly concept :

- to reduce the doses to the personnel in the fuel assembly manufacturing plant ;
- to allow for fuel rod distribution modifications to account for late core management adaptation ;
- to allow for rod consolidation, if required, for long term storage of the mixed oxide fuel assemblies.

A similar design concept has been adopted for both PWR and BWR and used successfully in BR3 (PWR-11.5 MWe), DODEWAARD (BWR-55 MWe) and in DOEL 1 (PWR-400 MWe). BELGONUCLEAIRE's experience in design, manufacture, irradiation and post-irradiation examinations is described with emphasis on the specific features of the concept differing from the standard design fuel used simultaneously in these same reactors.

1. INTRODUCTION

By the end of 1985, there will be nuclear power plants, PWR, producing electricity in Belgium. These will cover at least 60 % of the electricity consumed in Belgium. (Table I)

The continuous increase over the years of the costs for enriched uranium has emphasized the need of a good neutron economy.

Belgium design activities in LWR fuel have therefore taken as a main objective the reduction of the requirements of fissile material and enriched uranium.

This can be achieved by :

- decreasing the absorption of neutrons in the structural materials,
- allowing a further utilization of leaking fuel assemblies after their repair,
- increasing the discharge burnup of the fuel,
- assuring the recycle of plutonium in excess of the FBR demand.

The progressive implementation of these objectives is illustrated in Figure 1 :

- Zircaloy cladding has been introduced in BELGONUCLEAIRE fuel for the first time in 1969 ;
- Zircaloy spacers in 1972 ;
- dismountable assemblies in 1971 ;
- burnable poison in 1971.
- Pu fuel as early in 1963 ;

The two last subjects are not the topics of the present meeting. This paper will deal with

- fuel assembly structure with minimal parasitic absorption ;
- repairable fuel assembly.

2. ZIRCALOY STRUCTURE FUEL ASSEMBLIES

2.1. The relative reduction of fissile material requirements by the utilization of Zircaloy as the structure material for fuel cladding, guide thimbles, and spacer grids in PWR is illustrated in Table II :

- a change of cladding material from Stainless Steel to Zircaloy in a 300 MWe PWR results in a saving of the order of 16 % in U_{235} .
- a change of guide thimble material from Stainless Steel to Zircaloy in a 400 MWe PWR results in a saving of the order of 6 % in U_{235} .

- a change of spacer structure material from Inconel to Zircaloy in a 900 MWe PWR results in a saving of the order of 2.7 % in U_{235} .

Although the relative reduction of U_{235} is rather small when Zircaloy is used as the structural material of the spacer grids instead of Inconel, it leads for a typical 900 MWe PWR to a reduction of the enrichment by 0.08 w/o U_{235} . This corresponds to a saving of 3.3 % of the required natural uranium and of 4.6 % of the SWU, which represents a saving of the order of 0.8 MDollars per year for present economic conditions.

- 2.2. The replacement of most of the Inconel on the grids by Zircaloy decreases the amount of radio-cobalt in the primary circuit by some 30 %. The reduction of dose to personel results in a reduction of the plant operating costs, in addition to the fuel cycle cost mentioned hereabove.
- 2.3. Figure 2 shows one of the Zircaloy spacers used in the BR3 assemblies; and typical of the 17 x 17 lattice although in a hexagonal overall envelope as required by the internals of the BR3 reactor.

A typical Zircaloy structure spacer grid with mixing vanes is shown in Figure 3. These spacers were used in fuel assemblies loaded in the 400 MWe PWR DOEL 1.

Each individual design item is identical in both executions :

- same materials ;
- same thickness ;
- same manufacturing routes and technology.

The only differences are related to the dimensions and overall shape.

The design of these spacer grids consists in a square network made of Zircaloy ribs.

The elastic supporting points of the fuel rods are provided by an Inconel spring clip blocked into the Zircaloy ribs and secured by welding.

Stiffness is given to the grid assembly by welding each crossing point.

Except that the dimples are made of Zircaloy, the fuel rods are maintained in their lattice position just as with Inconel spacer grids. In particular, the selected spring force results from experience in a total of about 500 PWR fuel assemblies.

Pressure drop measurements have shown that the flow resistance of a Zircaloy spacer can be made equal or lower than the Inconel spacers to be substituted.

- 2.4. These grids were submitted to extensive usual testing .
Figure 4 shows a spacer after static lateral buckling.

In opposition to the Inconel conventional spacer grids, the Zircaloy spacer is not broken, it continues to maintain the spacing of the rods and each cooling channel.

The spring force-deflection characteristic of the BELGONUCLEAIRE Inconel spring allows for a larger rod-to-rod distance tolerance compared to the conventional Inconel spacers, while assuring the minimum spring force criterium during the irradiation life.

Referring to the various extraction forces measured versus fast neutron dose, and to information given in the open litterature, it appears that the spring forces as measured in BELGONUCLEAIRE design spacers, at high fluence, are about twice the forces of conventional Inconel spacers. (Figure 5)

That is the reason why in BELGONUCLEAIRE reference assembly, the top and bottom spacer grids are of the same design as the intermediate ones.

- 2.5. Two types of spacer grids are generally utilized in the PWR fuel assembly. Intermediate spacer grids in the high heat flux zone are of the "vaned" type : these grids have mixing vanes to promote mixing between flow channels. The bottom and top spacers are of the "vaneless" type, having no mixing vanes.

In BELGONUCLEAIRE spacer grids, mixing vanes are arranged according to a so called "sweep type" pattern in opposition to the WESTINGHOUSE type so called "swirl type".

Experiences were carried out at Columbia University on rod bundles as a function of pressure, mass velocity and heat flux for several spacer designs. Mixing coefficients between sweep-type assemblies, or between a sweep-type assembly and a swirl-type assembly were found to be between 6 or 50 times higher than in the absence of mixing vanes, and 1.6 to 7 times higher than between swirl type assemblies.

Credit of the improved mixing between adjacent subchannels can be taken to allow for a larger design pitch tolerance or some rod bowing.

- 2.6. Zircaloy structure fuel assembly design is based on a fabrication technology used since many years by the fuel manufacturers. From a survey we have made a few years ago, it appears in particular that the total production of Zircaloy spacers is not far from the quantity of brazed Inconel spacer grids. (Up to the recent years, most of these Zircaloy spacers were for BWR fuel assemblies). Our manufacturing plant in Dessel has been qualified for Zircaloy grid fabrication.

- 2.7. BELGONUCLEAIRE introduced its first Zircaloy structure assemblies in a power reactor in 1972. BELGONUCLEAIRE adopted a similar design for both PWR and BWR fuel assemblies.

BELGONUCLEAIRE design Zircaloy structure assemblies irradiated or under irradiation include so far : (TABLE III)

- 5 assemblies loaded in DODEWAARD, BWR of 55MWe. They have experienced up to 2290 days residence time in hot conditions and up to an average assembly burnup of 35000 MWd/t ;
- 24 assemblies loaded in BR3, PWR of 11.5 MWe and representative of the 14 x 14 and 15 x 15 PWR under operation in Belgium. They have experienced up to 2790 days residence time in hot conditions and up to 51000 MWd/tM average assembly burnup ;
- 146 assemblies loaded in BR3, representative of the 17 x 17 PWR's in operation in Belgium. They have experienced more than 2500 days residence time in hot conditions and more than 58000 MWd/tM average assembly burnup ;
- 4 assemblies loaded in DOEL 1, 14 x 14 type, PWR of 400 MWe. They have experienced up to 1000 days residence time in hot conditions and 34200 MWd/tM average assembly burnup.

3. RECONSTITUTABLE FUEL ASSEMBLIES

- 3.1. This dismountable fuel assembly design has been adopted since 1971 in BWR and 1976 in PWR :

- to ease workshop mounting of fuel assemblies.
 - . In case of plutonium-uranium mixed oxide fuel, such a design contributes to the reduction of the doses to the personnel by reducing the time required to mount the top and bottom nozzles and to secure their connections to the guide thimbles.
 - . In case of gadolinium-uranium mixed oxide fuel, it allows for fuel rod distribution modification in finished fuel assemblies to account by instance for late core management adaptations.
- to allow repairing failed fuel assemblies ;
- to allow separate storage and transportation of unfailed irradiated assemblies and of failed rods.

An important fact today is indeed that the reprocessing plants are reluctant to accept leaking assemblies.

The possibility of withdrawing leaking rods before reprocessing and even before interim storage is a valuable argument for adopting dismountable assemblies.

- to allow for rod consolidation, if required, for long term storage.

3.2. The growing concern to reduce activity releases will further be an incentive to adopt repairable assemblies in Europe.

The economic impact of repairing failed assemblies can be assessed quite easily.

If one assumes a 10^{-4} fuel rod failure rate, a typical 900 MWe PWR 17 x 17 fuel assembly will have a leakage probability of 2.6 %.

If this leakage occurs early in life, 2.6 % of the fuel assemblies will be leaking during the first cycle and shall be removed out of the core.

If these failed fuel assemblies are not repaired but stored waiting for reprocessing, the requirement of enriched uranium will be increased by about 1.7 % and the resulting fuel cycle cost increase will be equivalent to an increase of fuel reload fabrication cost of about 30 Dollars/kgU.

If the failed fuel assemblies are repaired by the Fuel Supplier, the fuel cycle cost increase will be equivalent to an increase of fuel reload fabrication cost of about 3 Dollars/kgU.

The repairable fuel assemblies are therefore equivalent to the undismountable fuel assemblies for a reload fuel fabrication cost increase of the order of 27 Dollars/kgU.

The increase is directly proportional to the failure rate. A 10^{-4} rod failure rate is generally claimed by the fuel vendors but it has to be recognized that such a failure rate is not always attained up to now in most power plants, due to various causes (e.g. baffle jetting).

3.3. The safe operation of our dismountable design assemblies has been demonstrated through the irradiation of 790 fuel assemblies both in PWR's and BWR's. (Table IV)

BELGONUCLEAIRE direct experience is based on the irradiation of 141 assemblies loaded in BR3 PWR, 7 assemblies loaded in DODEWAARD BWR and 4 assemblies loaded in DOEL 1 PWR.

- BR3 assemblies experienced up to 2500 days residence time in hot conditions and a maximum average assembly burnup of 58000 MWd/tM ;
- DODEWAARD assemblies experienced up to 2290 days residence time in hot conditions and a maximum average assembly burnup of 35000 MWd/tm ;

- DRESDEN assemblies experienced up to 1825 days residence time in hot conditions and maximum average assembly burnup of 25000 MWd/tM;
 - CONNECTICUT-YANKEE assemblies experienced up to 1370 days residence time in hot conditions and a maximum average assembly burnup of 29000 MWd/tM;
 - DOEL 1 assemblies experienced 1000 days residence time in hot conditions and 34200 MWd/tM average assembly burnup.
- 3.4. The assemblies were proven dismantlable through successful campaigns of dismantling and reconstitution (Table V)
- 15 failed UO₂ fuel assemblies were repaired in DRESDEN early 1974 after the cause of failure was identified and the corrective actions decided ;
 - 1 plutonium island fuel assembly was dismantled in DODEWAARD at the end of 1974 for the removal of one failed plutonium rod and its replacement by a fresh uranium rod ;
 - a campaign of dismantling and reconstitution has been conducted in BR3 to perform a surveillance of 4 uranium assemblies. A second campaign has consisted of the dismantling and reconstitution of 4 plutonium assemblies to remove 6 rods which failed due to accelerate corrosion of the cladding outer surface, resulting from excessive crud deposits on the clad hottest spots at the beginning of the cycle.
 - annual campaigns of dismantling and reconstitutions of fuel assemblies are conducted in BR3 for the implementation of international programs such as TRIBULATION, ELF, GAIN or GAP programs.
- In total up to now 48 fuel assemblies have been dismantled and reconstituted in BR3 spent fuel storage pool.
- 3 CONNECTICUT- YANKEE fuel assemblies were dismantled in 1980 to remove fuel rods of failed assemblies for post-irradiation purposes.
- 3.5. The last stage of development program conducted by BELGONUCLEAIRE in the field has consisted of the design and the manufacture of the structure of 4 demonstration fuel assemblies which were irradiated in the DOEL 1 PWR.

The reference design for such assemblies consists mainly in the use of:

- Zircaloy clad fuel rods,
- Zircaloy guide thimbles and instrumentation,
- Zircaloy structure spacer grids with Inconel springs,
- dismantlable top and bottom nozzles : tilting the assemblies for their repair by the bottom nozzles may be detrimental for their behaviour under irradiation afterwards. We therefore recommend to repair fuel assemblies only by the top.

All the items used in such a design are typical to a large extent to those extensively used in more than 430 PWR fuel assemblies and 473 BWR fuel assemblies and can be applied directly for the design of the 15 x 15, 16 x 16 and 17 x 17 type fuel assemblies.

These 4 demonstration assemblies were irradiated in DOEL 1 from april 1980 up to march 1983. They reached an irradiation level of 34200 MWd/MtM assembly average.

Due to their good behaviour, their are kept by the utility as candidates for a 4th irradiation cycle, up to about 40000 MWd/tM, depending on the core management possibilities.

They were submitted during each shutdown for refueling to visual poolside inspection and compared to conventional design (that is with Inconel spacer grids) which had the same irradiation history :

- it appears that the springs of Zircaloy spacers had a lower relaxation than those of the Inconel spacers : the upper level of the fuel rods did not change in the BELGONUCLEAIRE design assembly and the fuel rods grew under irradiation towards the bottom, while with Inconel spacers, the fuel rods grew more evenly in both direction.
- no damage or impact between spacers were visible on the Zircaloy spacers and on the Inconel spacers.

Due to the good behaviour of these 4 assemblies, we consider that the design was proven adequate and can provide the data base to support the utilization of complete reloads of the same reference design.

*
* *
*

TABLE I

BELGIUM - NUCLEAR POWER PLANTS (PWR)

84 05

	MWe _{net}	BOL	cumulative MWe	production
BR3	11	1962	11	
CNA°	310	1966	320	
DOEL 1	391	1974	710	
TIHANGE1°	870	1975	1600	
DOEL 2	391	"	2000	→ 25%
DOEL 3	910	1982	2900	→ 30%
TIHANGE2	905	1983	3780	→ 46%
DOEL 4	985	1985	4800	
TIHANGE3	980	1985	5800	→ 60%
° shared 50/50 with EdF			BELGATOM	

ZIRCALOY COMPLETE STRUCTURE

Change	Relative U235 Saving	Reference PWR
SS to Zr cladding	16 %	310 Mwe
SS to Zr guide thimbles	6 %	410 Mwe
In to Zr spacers	2.7 %	920 Mwe



TABLE II

<div><div><div>BELGO</div><div>BN</div><div>NUCLEAIRE</div></div><div>Zr complete structure BN experience</div><div>84 10</div></div>					
Reactor	Ass'ies	Start	Irradiation Days at P resid.	Max. ass'y burnup GWd/tM <small>Aver. ass'y Pk Pellet</small>	
DODEW'D	5	1973	1860 2290	35 46	
BR3	24 15 x 15	1972	1670 2790	51 66	
BR3	146 17 x 17	1974	1700	58	
DOEL1	4 14 x 14	1980	800 1000	34 75 43	

TABLE III

Dismountable ass'y experience

TABLE IV

8410

23

Reactor	Ass'ies	Start of irradiat'n	Days (max.core) at P resid.	Max. ass'y burnup MWd/tM
BR 3 PWR - 11.5 MWe 17 × 17 type	141	1976	1700 2500	58 000
DODEWAARD BWR - 50 MWe	7	1971	1870 2290	35 000
DOEL 1 PWR - 440 MWe	4	1980	800 1 000	34 200
DRESDEN I [*] BWR - 210 MWe	466	1968	1825 2400	25 000
CONN.YANKEE [*] PWR - 600 MWe 15 × 15	215	1973	900 1 370	29 000
* access to GUNF technology				

PRACTICAL EXPERIENCE OF RECONSTITUTION

reactor	period	remarks
DRESDEN BWR - 210 MWe	1974	-repair 15 failed ass'ies
DODEWAARD BWR - 55 MWe	1973	-remove 1 failed rod
BR3 PWR - 11.5 MWe	78-84	-surveillance of 44 charact'd ass'ies -repair 4 failed ass
CONN. YANKEE PWR - 600 MWe	1980	-examination of 3 failed ass'ies

BN FUELS - POWER PLANT PROTOTYPES		BELOD	BN	HYCLENRE
	SS	Pu-island PWR	spring	shrouded
1965		all-Pu PWR		
	Zr4		Inconel	shroudless
1970	Zr2			
		BWR	dismount.	pyrex
		Zr PWR	15*15 RCC	Gd BWR
		Zr BWR	17*17 RCC	
1975		BWR rel.		
		PWR rel.		Gd PWR
BOL	cladding	Pu fuel	grid	ass'y
				burn.poison

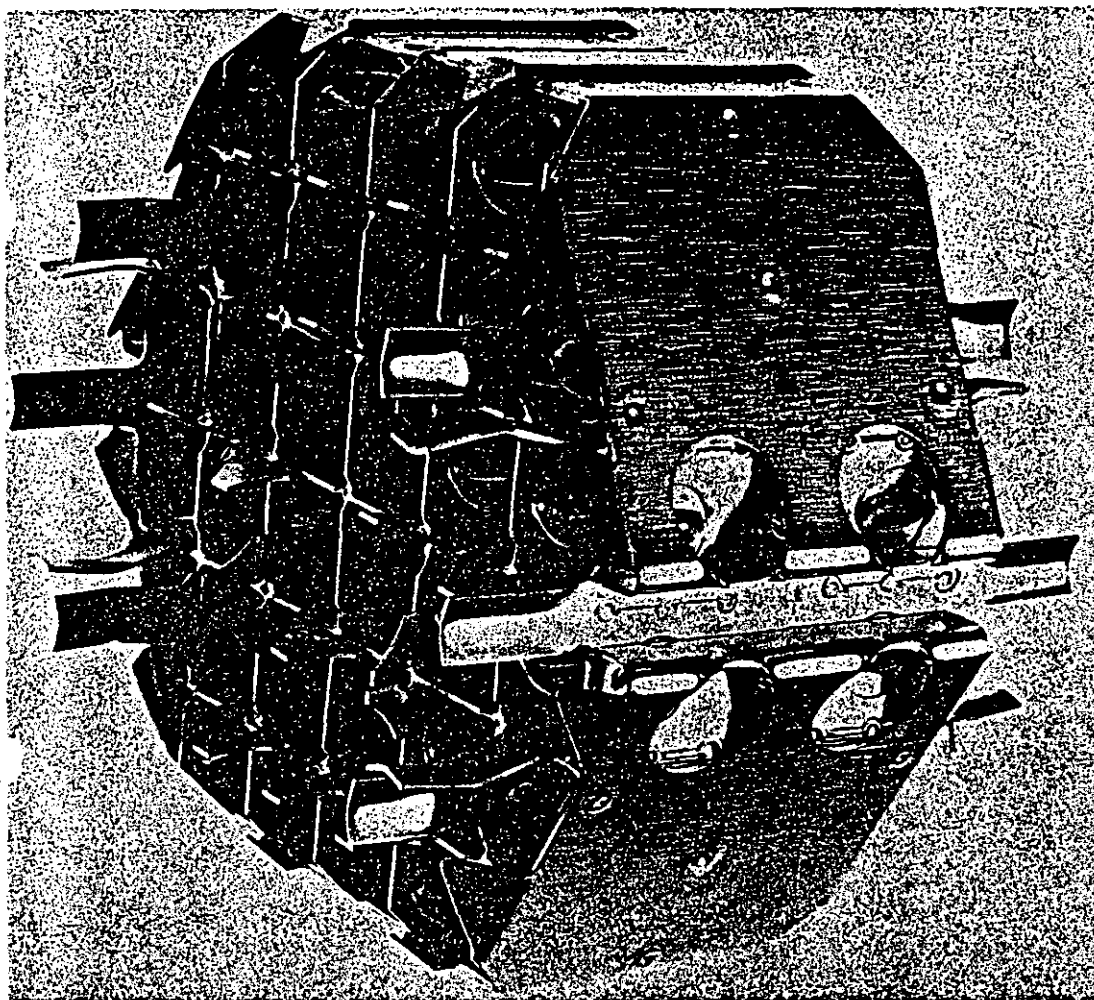


Fig.2 :-BR 3/Core 4A : Typical vaned Zircaloy spacer grid

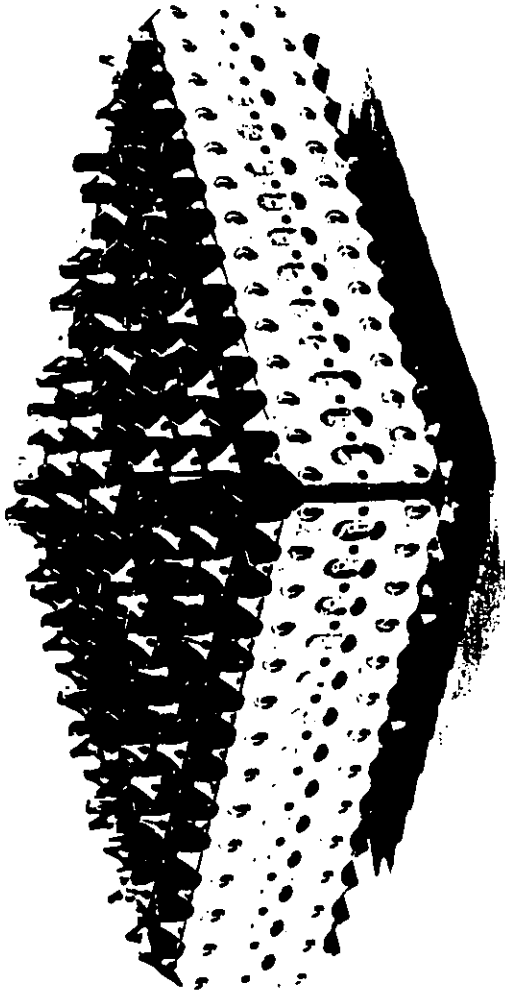


Fig 3 : 14x14 Zircaloy structure spacer grid with mixing vanes

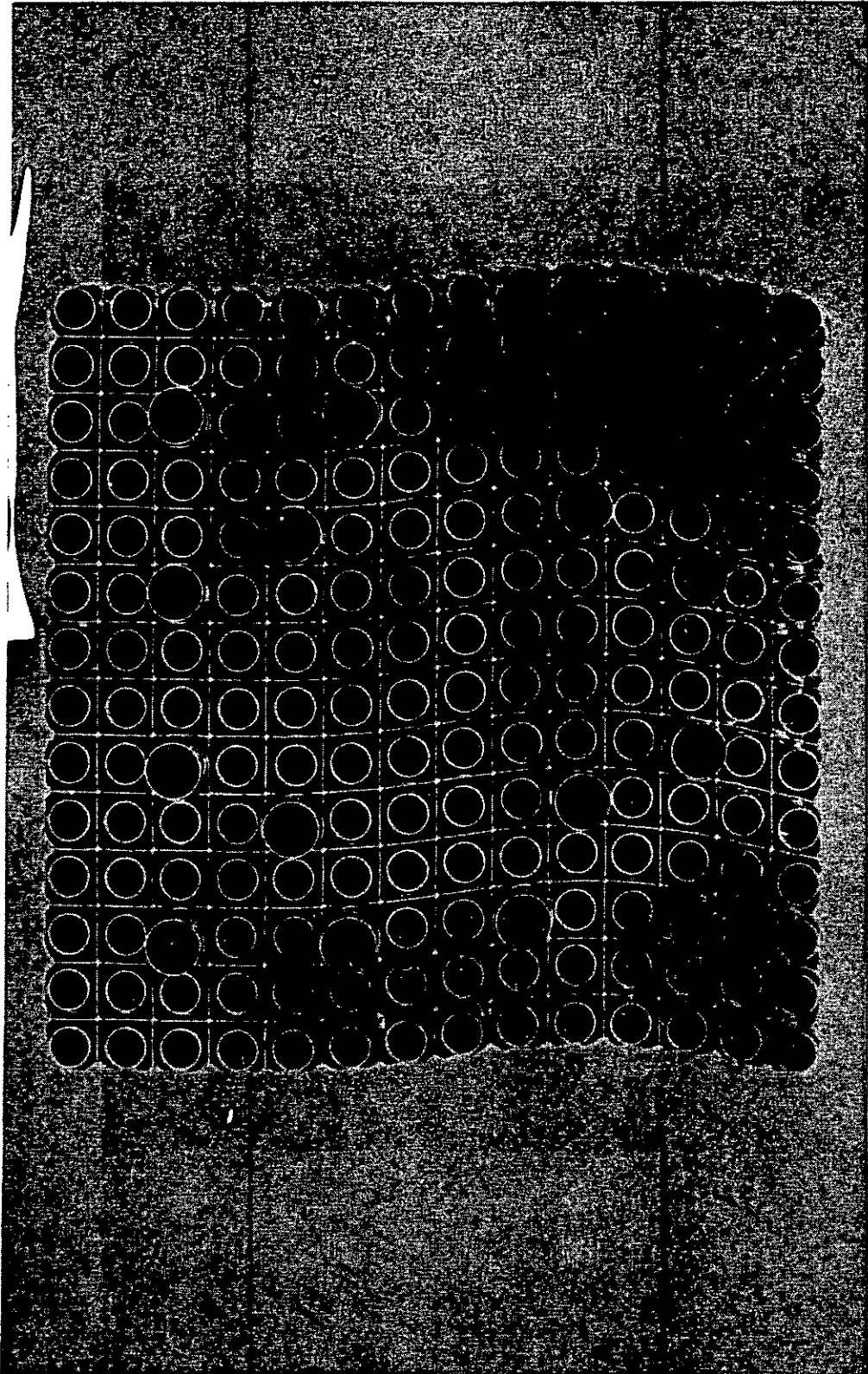


FIG. 4 - DOEL 1 SPACER AFTER BUCKLING TESTS

ROD EXTRACTION FORCE VERSUS FAST FLUENCE

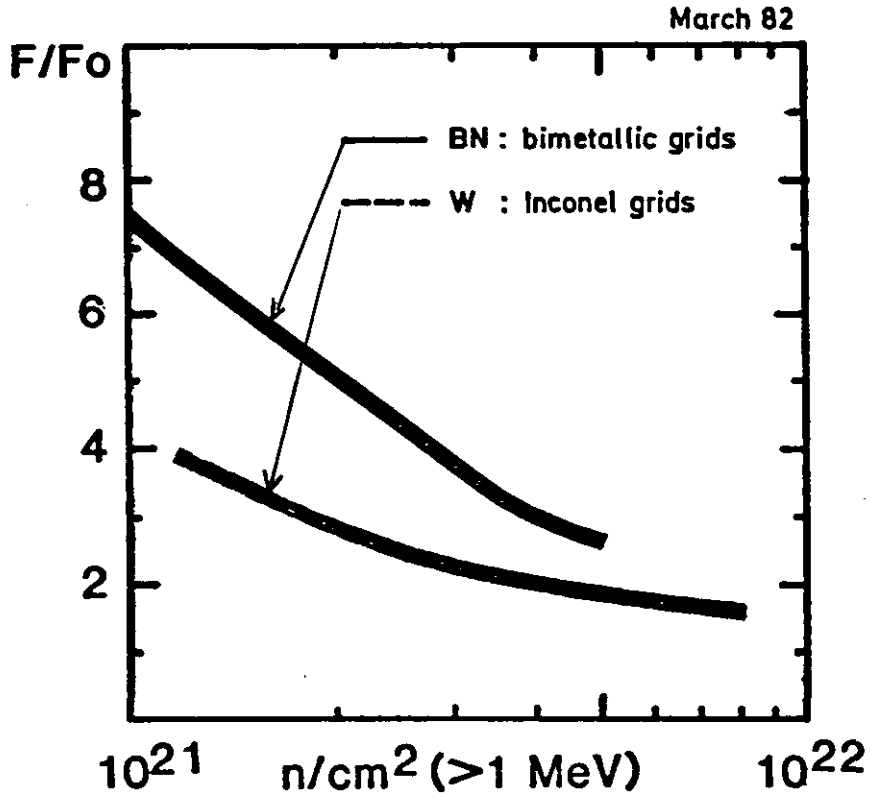


FIGURE 5

STRUCTURAL ANALYSIS OF PWR FUEL ASSEMBLIES IN LOCA AND SEISMIC CONDITIONS

J.C LEROUX

DEPARTEMENT TECHNOLOGIE - FRAGEMA

B.P N 83 F-69398 CEDEX 3 FRANCE

1 INTRODUCTION

In the nuclear reactor design verification, the effects of hypothetical accidents have to be considered in order to achieve a sufficient safety level. For the PWR Fuel Assembly the Design Basis Accident consists of the Loss of Coolant Accident (LOCA) and the Safe Shutdown Earthquake (SSE). The purpose of this paper is a general presentation of the analyses performed by FRAGEMA to evaluate the effects of the LOCA and the SSE on the PWR Fuel Assembly structure. This evaluation requires much complex analysis such as the thermohydraulic effects of blowdown, seismic loading generation and structural model development of the reactor and fuel assembly. The following main points are developed : fuel assembly safety requirements, fuel assembly behaviour under LOCA and SSE conditions, organizational flow chart, fuel assembly modelling, fuel assembly analysis and typical results.

2 FUEL ASSEMBLY SAFETY REQUIREMENTS

In the event of Design Basis Accident combining LOCA and SSE effects, the main safety objective is to permit the safe shutdown of the reactor core and to allow the core to be kept subcritical with an acceptable heat transfer geometry in order to limit fuel rod clad temperature. For the fuel assembly this means to insuring a coolable geometry and Rod Cluster Control Assemblies drop . This is verified by satisfying the two following functional requirements : grid incurs no permanent deformation and thimble remains axially stable ; and by checking the structural integrity of the fuel assembly (allowable stresses in the skeleton : nozzles and guide-thimble) (figure 1).

3 EFFECTS OF LOCA AND SSE ON FUEL ASSEMBLY BEHAVIOUR

For the LOCA the reactor is subjected to external loadings induced by the loop reaction and reactor pit pressure and internally by the vessel blowdown effect.

This results in lateral and axial movement of the core. In case of SSE the reactor is only subjected to external loadings by the loops and their supports. This results in lateral movement of the core, the axial effect being generally negligible. Based on these considerations and on the specific behaviour of the Fuel Assembly, its lateral and axial response can be analysed and computed separately.

3.1 LATERAL EFFECT OF LOCA AND SSE

Under the lateral movement of the core (baffle and core plate) the fuel assemblies are laterally deformed and high stresses can occur in the thimble under these large deflections ; otherwise the grid can be crushed by the Fuel Assembly inertia effects.

3.2 AXIAL EFFECT OF THE LOCA

The axial displacement of the core is initially upwards producing high stresses in the top nozzle and subsequently downwards on to the lower core plate producing high stresses in the bottom nozzle and the thimble ; the guide thimble can also be subject to axial collapse.

4 ORGANIZATIONAL FLOW CHART

Calculation of the corresponding loads on the fuel assembly requires extensive analyses which are shown in figure 2. Step 1 defines the initial loading hypothesis : primary loop break characteristics for the LOCA and site seismic level for the SSE. Step 2 generates the loading on the reactor for each case and step 3 corresponds to the non linear dynamic analysis of the reactor system which includes the Vessel, the Internals and the Core. Step 4 represents the final detailed dynamic analyses of the Fuel Assembly structure behaviour and step 5 the detailed components analysis.

5 FUEL ASSEMBLY MODELLING

5.1 FUEL ASSEMBLY LATERAL MODELLING

The lateral modelling of the fuel assembly is shown in figure 3. This basis model is summed in order to represent the core in the reactor system analysis or repeated 15 times to obtain the model of a single row of fifteen fuel assemblies. This model consists of a beam (and rotary springs) having the free vibrational characteristics of the fuel assembly and a set of one-dimensional dynamic elements (spring, dash-pot and gap) which are acting when the assembly impact occurs at the grid level.

The characteristics of these various elements are derived from the geometric parameters and/or adjusted by referring to the results of a test program including the following measurements : fuel assembly transverse stiffness, vibrational features of the fuel assembly (natural frequencies, mode shapes and damping), fuel assembly behaviour under lateral impact, grid static and dynamic stiffness.

5.2 FUEL AXIAL MODELLING

As shown in figure 4 the axial model is a lumped mass model with one-dimensional spring and sliding elements. The thimbles and the fuel rods are represented by the spring elements and the friction between the fuel rods and the spacer grid is simulated by the sliding elements. The spring element characteristics are directly determined from geometric and material considerations except for the nozzles whose stiffness has been deduced from compressive tests. The sliding element characteristics are deduced from drag force measurements on production assemblies. Validation of the model is based on a comparison between the analytical results and those obtained during compressive static tests and axial impact tests (drop test) performed on fuel assembly prototypes. For modelizing the core this model is condensed to one friction level and summed to represent a part of the core. The axial skeleton stiffness is represented by a set of spring elements with a negative stiffness associated to a positive gap in order to obtain a non-linear axial characteristic.

6 FUEL ASSEMBLY ANALYSIS AND TYPICAL RESULTS

6.1 LOADING CONSIDERATIONS

For the LOCA the loading on the reactor model is a set of time history forces at several nodes and for the SSE the loading is generally a synthesized earthquake time history generated for a target response spectrum. These loadings are applied to the full reactor system model for the LOCA and to the lateral part of the model for the SSE in order to calculate the dynamic response (figure 5). The results affecting the fuel analysis are the displacements and velocities at the core boundary (core barrel and core plates) for the lateral behaviour (LOCA and SSE) and the impact forces between the core plates and the nozzles for the axial behaviour (LOCA). The time durations of these dynamic analyses are between 0.25 to 0.5 seconds for the LOCA and 5 to 30 seconds for the SSE.

6.2 AXIAL ANALYSIS FOR THE LOCA

The thimble stresses in various spans between grids are determined as a function of impact force at the bottom nozzle of the fuel assembly. This is done by using the axial fuel assembly model extrapolated in hot conditions to simulate analytically several axial drops from different heights. Stresses for LOCA conditions are those corresponding to the maximum impact force in the bottom nozzle resulting from the reactor system analysis (figure 6).

6.3 LATERAL ANALYSIS FOR LOCA and SSE

The basic lateral model is assembled to form a row of fifteen fuel assemblies (figure 7). This model is loaded by input displacements and velocities at its boundary in both cases. The non-linear dynamic analyses are then performed using a specific computer code CASAC developed by FRAGEMA and using a Predictor Correctors method with an adjustable time step to integrate the differential equations of motion to obtain a sufficient accuracy during the impact phenomena. Based on this non-linear dynamic analysis the main results are the maximum impact grid forces and the maximum lateral fuel assembly deflection. Figure 8 shows the displacement of the fifteen fuel assemblies at the grid level for a LOCA typical analysis. Figure 9 shows a response spectrum and these corresponding to the seismic time history generated. Figure 10 shows the impact force sequence on a left fuel assembly for the preceding seismic wave. The grid impact force maximum values are between 1000 daN and 1500 daN for the LOCA, depending on the break size and position and between 500 daN to 2000 daN for the SSE depending on SSE level.

7 CONCLUDING REMARKS

Many other features of the structural analysis of PWR fuel assemblies in LOCA and SEISMIC conditions are not detailed in this short paper, such as thimble stress calculations under lateral deformation, stresses on nozzles or the specific aspect of the synthesized seismic wave generation. Nevertheless major aspects of the whole analysis are presented showing the various fields discussed.

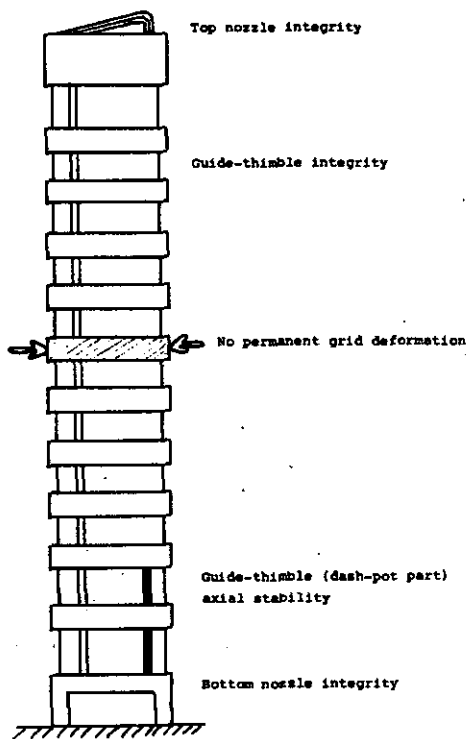


FIGURE 1 - FUEL ASSEMBLY STRUCTURAL INTEGRITY EVALUATION

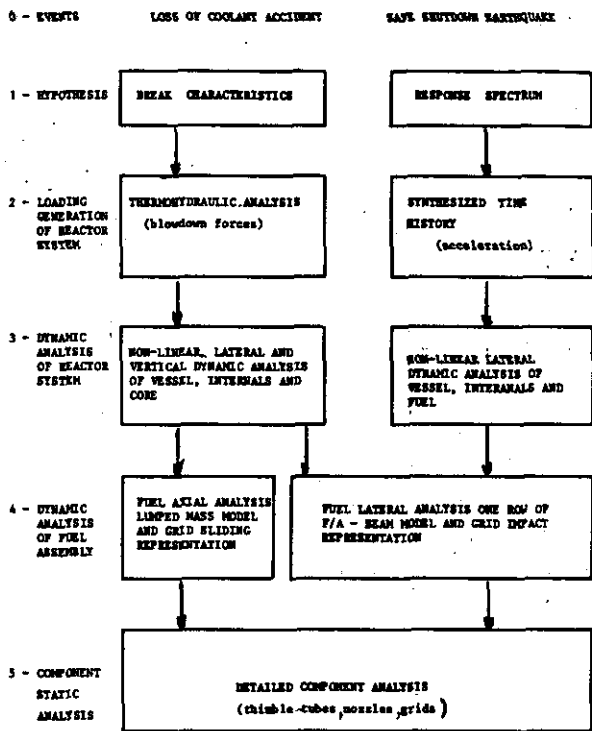


FIGURE 2 - ORGANIZATION FLOW CHART

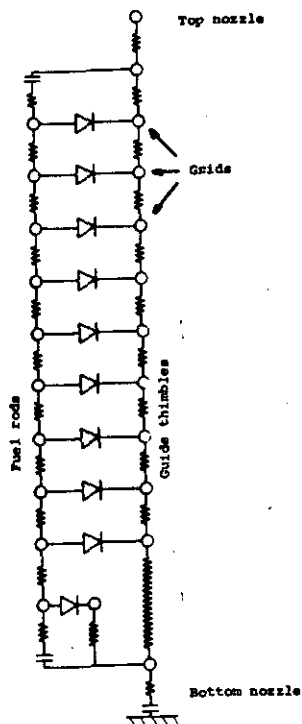


FIGURE 4 : FUEL ASSEMBLY AXIAL MODELLING

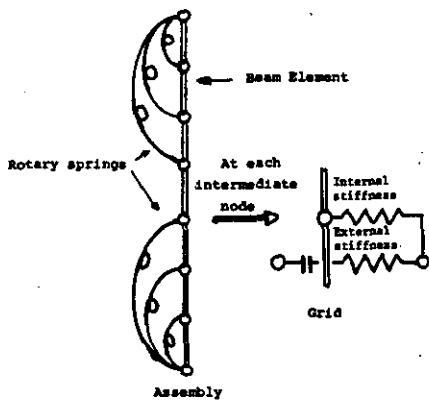


FIGURE 3 : FUEL ASSEMBLY LATERAL MODELLING

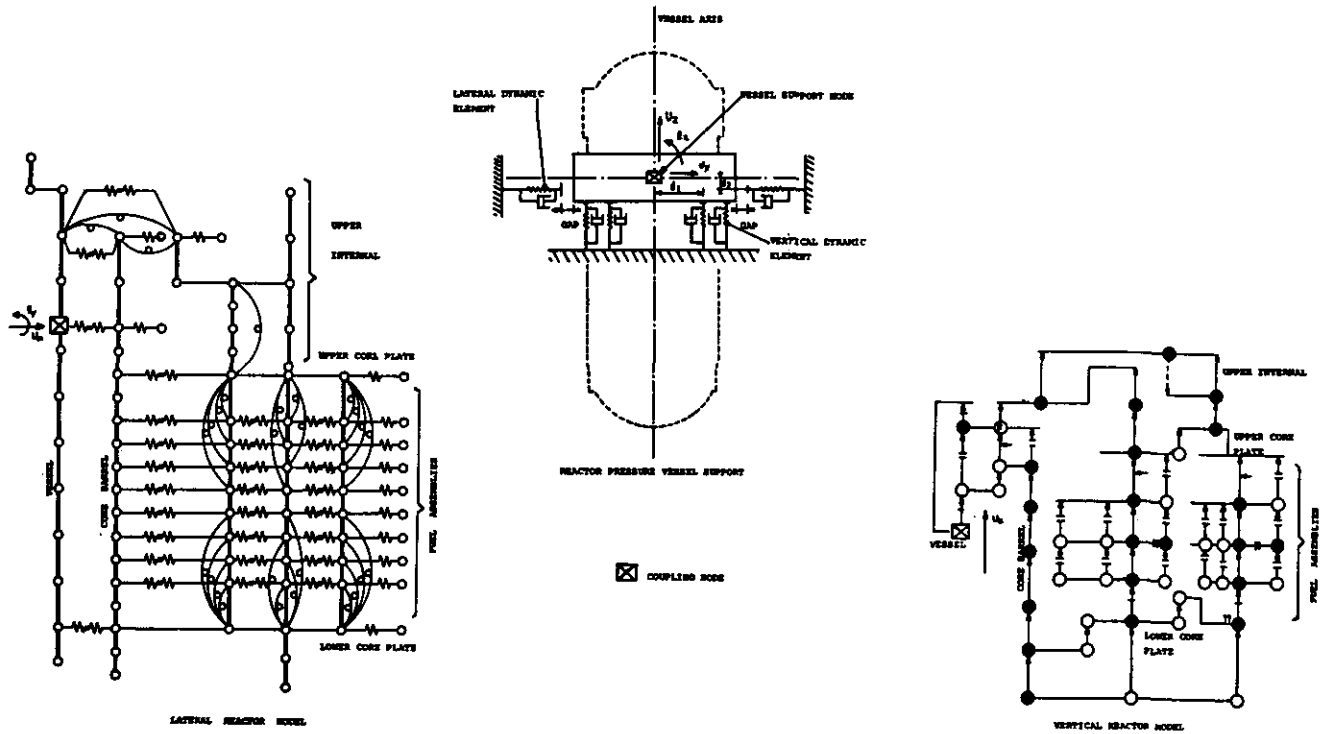


FIGURE 5. FUEL REACTOR MODEL FOR LOCA ANALYSIS

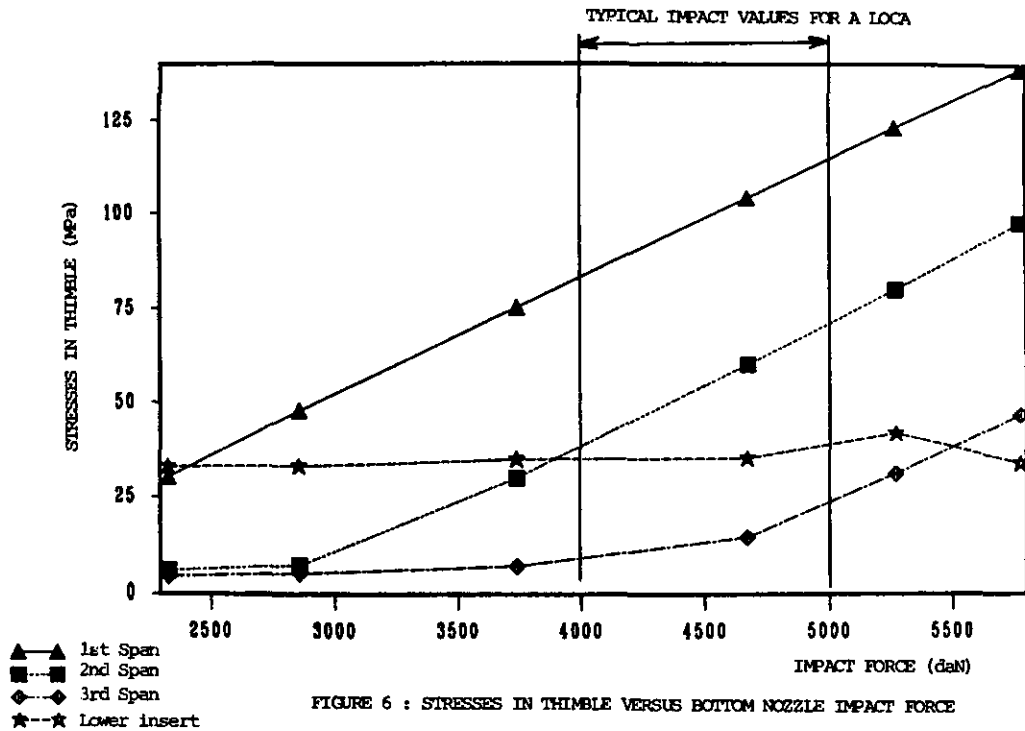
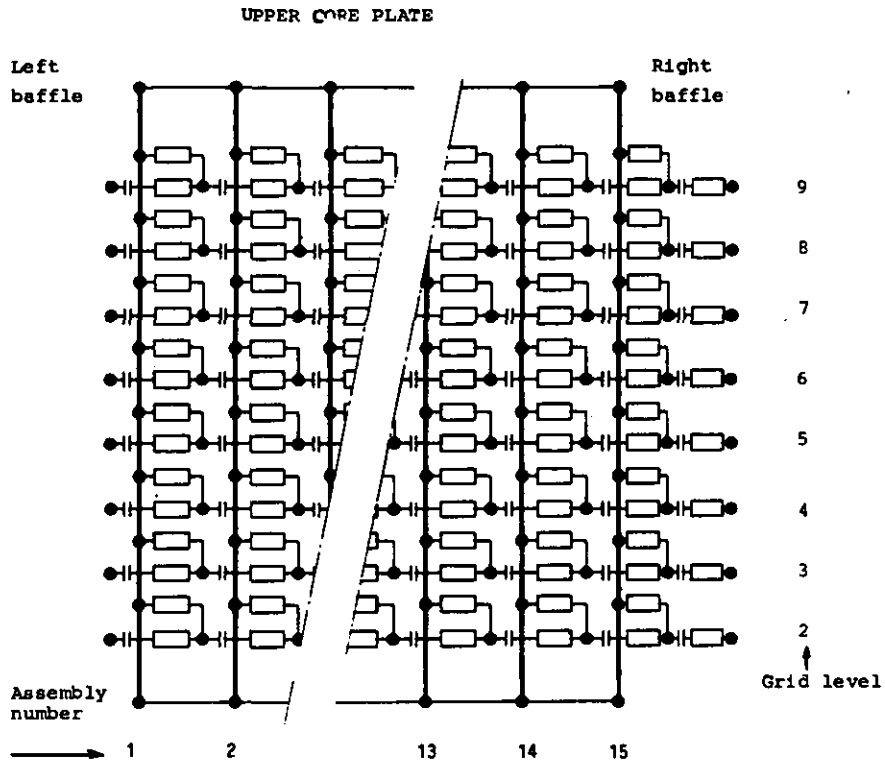


FIGURE 6 : STRESSES IN THIMBLE VERSUS BOTTOM NOZZLE IMPACT FORCE



LOWER CORE PLATE

FIGURE 7 : MODEL OF A ROW OF 15 FUEL ASSEMBLIES

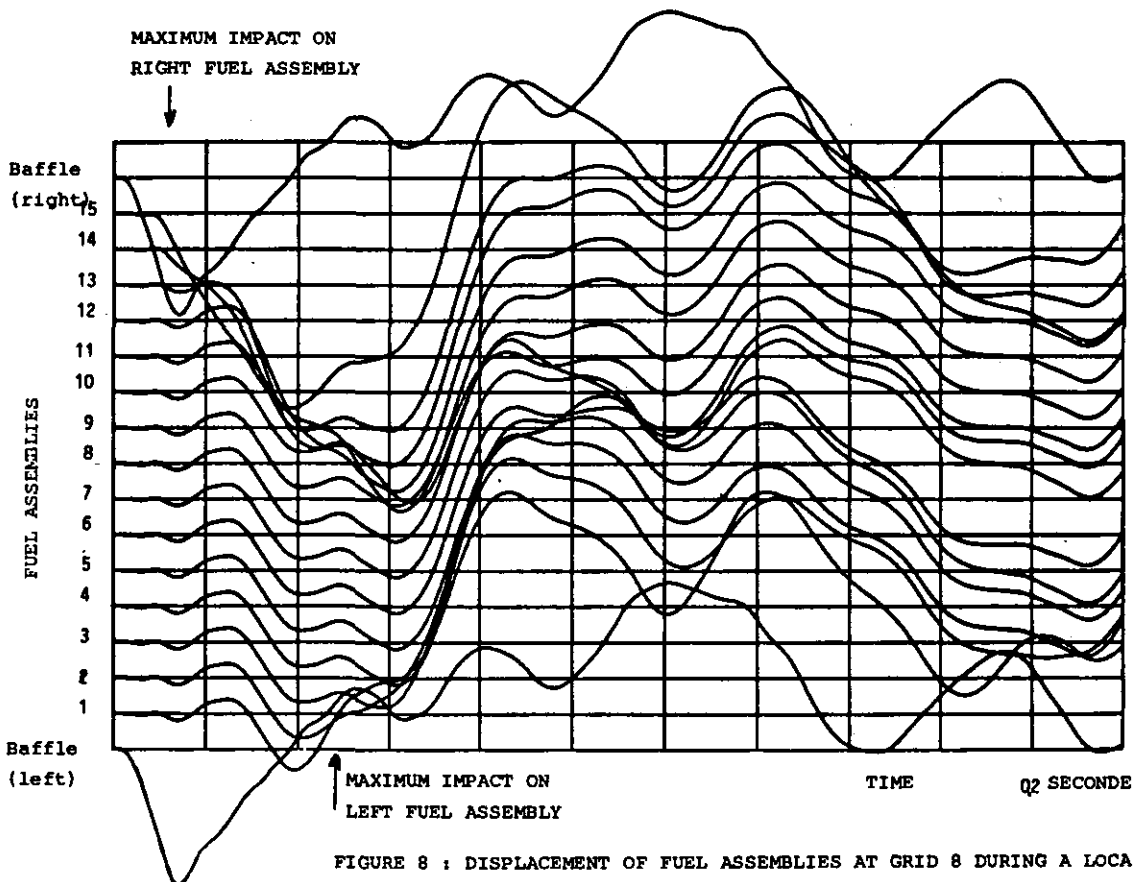


FIGURE 8 : DISPLACEMENT OF FUEL ASSEMBLIES AT GRID 8 DURING A LOCA

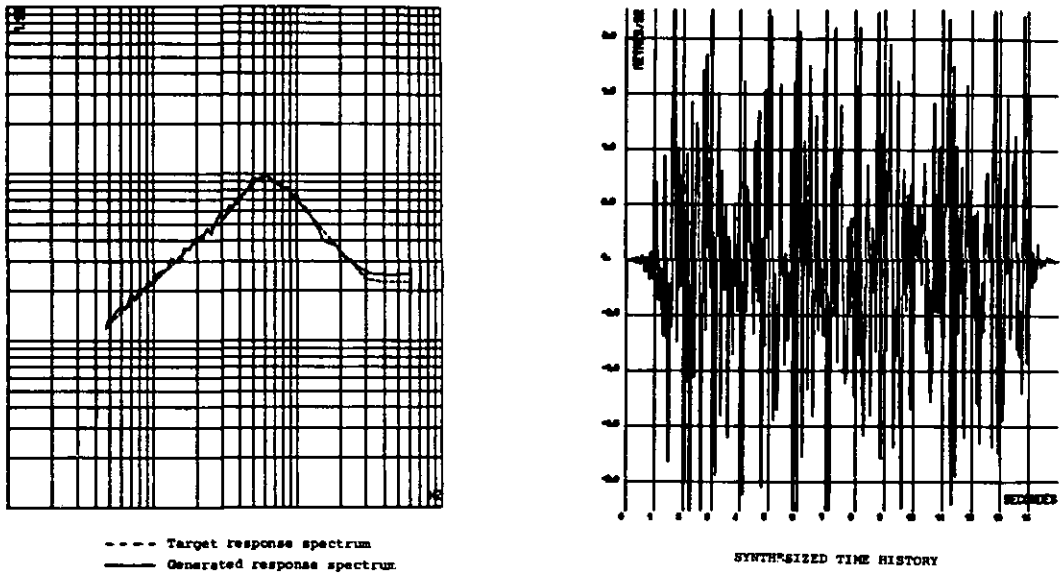


FIGURE 9 : SEISMIC TIME HISTORY GENERATION

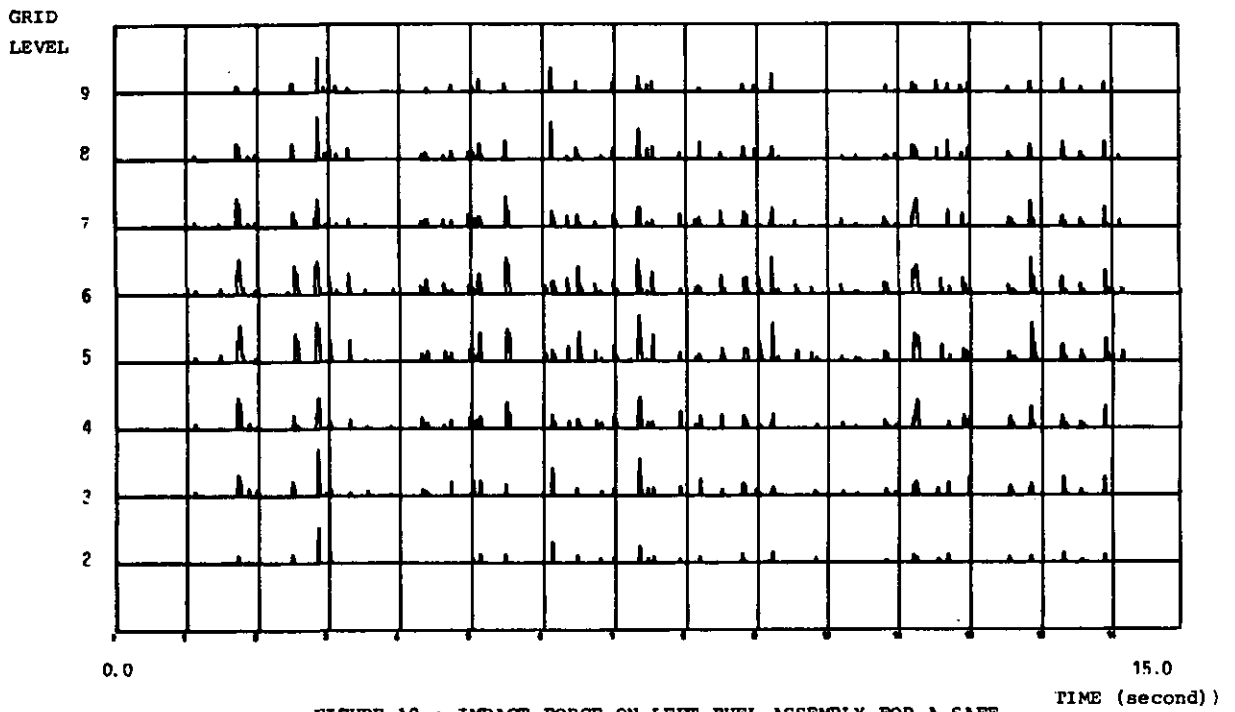


FIGURE 10 : IMPACT FORCE ON LEFT FUEL ASSEMBLY FOR A SAFE SHUTDOWN EARTHQUAKE

The Mechanical Structure of the SVEA BWR Fuel

O. Nylund, A. Johansson, S. Junkrans

AB ASEA-ATOM, Fuel Department,
Box 53 S-721 04 VÄSTERÅS 1, SWEDEN

1. INTRODUCTION

The SVEA fuel achieves its outstanding fuel economy primarily through the introduction of moderating water in the bundle water cross (1). This cross also acts as a strengthening part of the channel that reduces creep deformation and minimizes the amount of structural material. The fuel rods are arranged in four 4 x 4 bundles, and the rod design is the same as in the previous standard 8 x 8 fuel. The first SVEA lead test assemblies started operation in 1981 and are now in their fourth cycle. From 1984 on, commercial SVEA reloads are being introduced in Swedish BWRs giving fuel utilization savings in the order of 10 % and also improved operational and safety characteristics.

2. GENERAL DESIGN DESCRIPTION

The use of SVEA fuel in reactors from different vendors requires adaption of design details to differences in core and core internals dimensions, and to differences in handling equipment. There are today two SVEA-models, SVEA-S (Fig. 1) and SVEA-C (Fig. 2), which are basically very similar but adapted for use in ASEA-ATOM and non-ASEA-ATOM reactors respectively. The following description is applicable to both with differences pointed out.

The channel is divided into four subchannels by a double-wall cruciform internal structure, that forms the internal water gap. The fuel rods are arranged in four 4 x 4 bundles, each assembled as a separate unit with its own top and bottom tie plates and held together by two tie rods. The rods are supported laterally by spacer grids of low pressure drop design. The axial positions of the spacers are secured by a spacer capture rod which is also a fuel-bearing rod. The fuel rods are principally of the same design as in 8 x 8 bundles. For non-ASEA-ATOM reactors the rod diameter is slightly smaller - in combination with a broader water gap - for optimization with regard to nuclear characteristics.

The subbundles are inserted into the channel from the top and are supported by a stainless steel inlet piece, which is bolted to the channel. This design eliminates any leakage flow problems at the bottom end of the channel. The inlet piece fits into the core support plate of the reactor and its dimensions are adjusted to differences in reactor design.

The most noticeable difference between the two SVEA-models is found at the top end and reflects differences in fuel loading equipment and also in lateral support in the core grid. In both cases the weight of the bundle is taken by the channel during loading and unloading operations. In SVEA-C the handle is connected to the channel at the center and in two corners, whereas in SVEA-S lifting is done in two lifting lugs in the channel with a redundant lift in the handle, which is connected to the four sub-bundles. For both designs the same grapple as for the corresponding 8 x 8 fuel is used.

3. CHANNEL DESIGN CHARACTERISTICS

As mentioned above the Zircaloy channel includes a cruciform internal structure, forming an internal water gap. The water cross is welded together along the edges of the wings and also along a row of dimples near the centerline of the channel for increased structural stability. The cross is then welded intermittently to the outer shroud.

The support given by the cross strongly reduces stresses and deformations due to internal overpressure and permits a substantial reduction of the wall thickness. Actually, the amount of neutron absorbing Zircaloy is lower in a SVEA assembly than in a regular BWR fuel assembly. The favourable stress and deformation properties have been assessed by analysis with a detailed 3-dimensional FEM model (Fig. 3). For example a SVEA channel with a 1.1 mm wall thickness has less than 30 % of the wall deflection of a 2 mm 8 x 8 channel for the same internal overpressure.

The good dimensional stability of the SVEA channel is also reflected in reduced channel creep deformation, caused by neutron irradiation and internal overpressure (Fig. 4). As creep deformation may be life-limiting for standard channels this reduction is important and it also makes it possible to reduce the control rod gap in case of asymmetric core lattice for further improvement of neutron economy. The calculated creep properties have been confirmed by measurements on irradiated channels (Section 5). The control rod friction force will also be reduced with SVEA fuel thanks to the increased bending flexibility of the channel, as discussed below.

4. LABORATORY VERIFICATION

In an extensive laboratory testing program the various SVEA components, and especially of course the unique channel, have been subjected to different kinds of static and dynamic loads to verify their function in normal and abnormal situations.

Long-term fretting tests have been performed on complete assemblies at BWR operation conditions in the FRIGG loop at the ASEA-ATOM laboratory. In these tests the spacer grids were adjusted to simulate up to 70 % spring relaxation. Also, the bottom tie-plates had different flow-hole diameters to achieve some cross-flow between subchannels. No indication of fretting has been observed in any of these tests.

Emphasis is given here to a laboratory program performed to study the interaction between a control rod and different combinations of fuel channels surrounding it. The tests were performed in the ASEA-ATOM BURE full scale control rod rig (Fig. 5). The components were adjusted and deformed to reproduce the most unfavourable expected reactor conditions and tolerances. The nominal control rod gap was varied by means of adjusting screws at top and bottom. The actual gaps at various positions, due to channel deformations, were measured by the insertion of a cross shaped device equipped with a large number of transducers. The frictional forces during movement of the control rod were measured by load transducers located under the control rod guide tube and the individual assemblies.

The test program included 2.3 mm standard channels, 1.1/0.8 mm (outer channel/cross) SVEA channels, and combinations of those. They were deformed to simulate maximum expected creep and a certain amount of bow. The average deformation of the standard channels towards the control rod was 2.5 mm at a level of 1.25 m from the bottom end of the assembly, and was 1.4 mm at a level of 1.75 m in the case of the SVEA assemblies. Most of the tests were carried out at room temperature using motor drive operation as well as the scram mechanism. Confirmative tests were performed at reactor operating temperature.

Typical results are shown in Fig 6, where the maximum friction force measured during control rod withdrawal and insertion is plotted versus nominal control rod gap for standard and SVEA channels respectively. The much lower friction force obtained with the SVEA channels, in particular for the narrow gaps, is a combined effect of the smaller creep deformation and the higher overall flexibility of those channels.

5. IN-REACTOR OPERATION EXPERIENCE

The first four SVEA fuel assemblies were loaded in the Ringhals 1 reactor in 1981 and are now in their fourth cycle. Since then further assemblies have been loaded annually in Swedish reactors, including the first commercial reload delivered this year to Ringhals 1. (Table 1). Inspection and measuring programs have been carried out during the annual shutdowns. Those programs have included visual outside and inside inspection of channels, measurement of outside and inside channel dimensions, and visual inspection of subbundles and subbundle components.

The results have been very positive and verify that the assemblies behave as expected. The channel measurements confirm the predicted dimensional stability. All inspected subbundles and their components have been in very good condition with low corrosion and crud deposition rates, no indications of fretting, and no significant rod bow or differential growth.

6. CONCLUDING REMARKS

In the SVEA design the mechanical structure has been optimized with regard to favourable distribution of fuel and moderator, minimum amount of structural material in active core, combination of structural stability and flexibility for minimum control rod friction in reduced gaps, favourable distribution of large quenchable surface areas for LOCA heat transfer, flexible handling, and overall reliability. Compatibility with current BWR fuel has been a general design criteria.

Reduced local neutron flux gradients, which result from the prime objective of improving fuel utilization, are also expected to contribute to mechanical reliability by reducing differential growth and thermal expansion effects on channels and fuel rods.

The division of the fuel in four subbundles has several potential advantages through increased handling flexibility. In the case of plutonium recycling, for which the improved moderation characteristics in SVEA are very favourable, complete plutonium subbundles can be delivered directly from the plutonium shop to the power station where they are inserted into the SVEA assemblies together with ordinary uranium subbundles. When the fuel is fully burnt the plutonium subbundles can be handled and reprocessed separately (Fig. 7).

REFERENCES

1. O Nylund et al, LARGE SCALE INTRODUCTION OF SVEA BWR FUEL
Jahrestagung Kerntechnik, Frankfurt, May 22 - 24 1984

Reactor	Number of SVEA— assemblies	Inserted	Inspected	Status EOC 1984	
				EFPH	MWd/kgU
Ringhals 1	4	1981	1982, 1983, 1984	16270	15.6–17.8
Ringhals 1	2	1982	1983, 1984	10920	11.6
Ringhals 1	8	1983	1984	5500	6.7
Ringhals 1	80	1984			
Oskarshamn 2	2	1982	1983, 1984	13600	15.5
Oskarshamn 2	12	1983	1984	5300	6.7
Forsmark 2	8	1984			
	<u>116</u>				

Table 1. SVEA operation experience. Status mid 1984

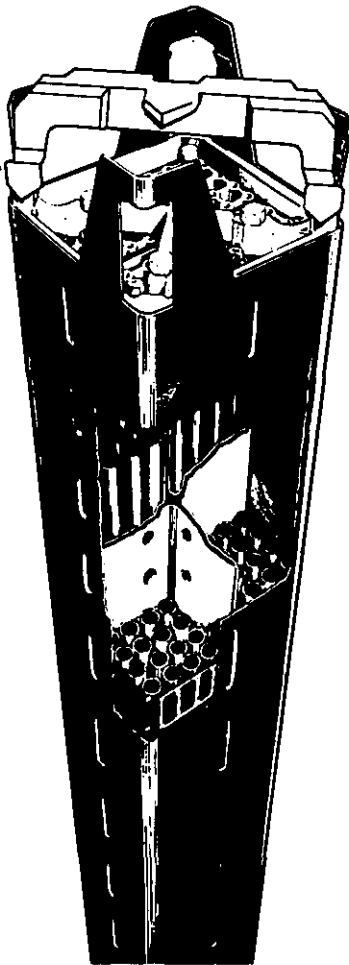


Figure 1. SVEA fuel assembly
for ASEA-ATOM BWRs
(SVEA-S)

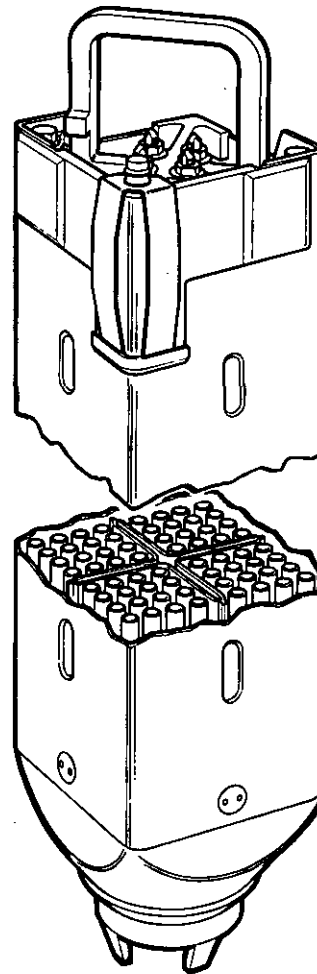


Figure 2. SVEA fuel assembly
for non-ASEA-ATOM BWRs
(SVEA-C)

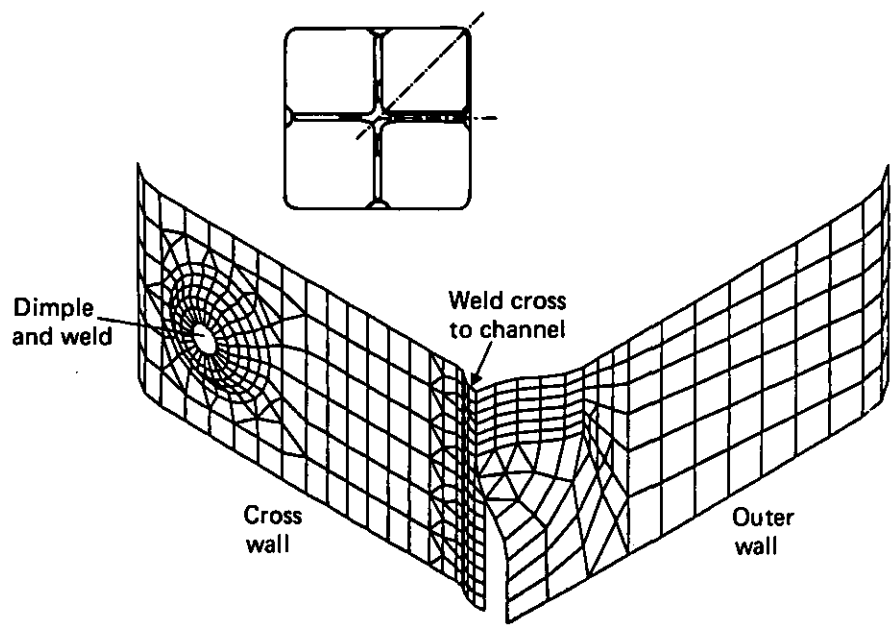


Figure 3. Finite element model of SVEA channel

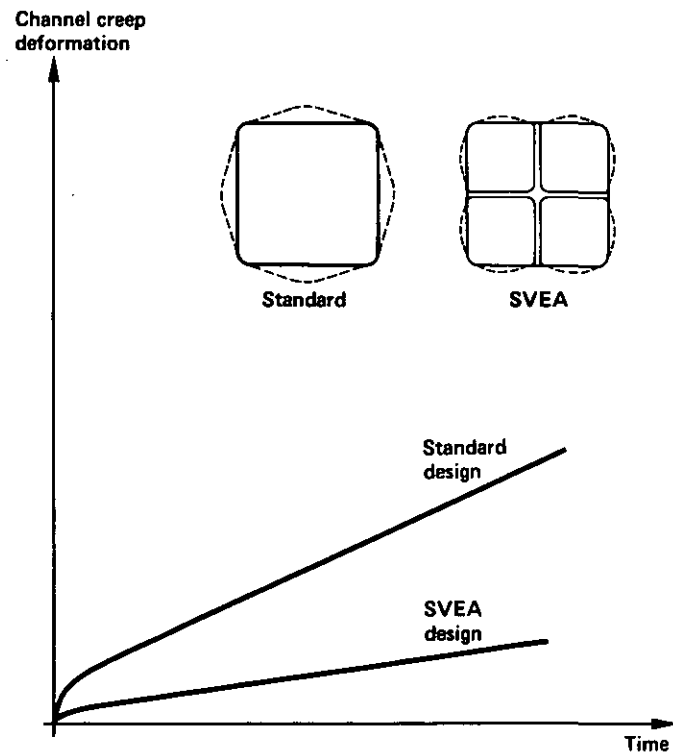


Figure 4. Relative channel creep deformation for standard and SVEA fuel design, assuming the same total amount of channel material

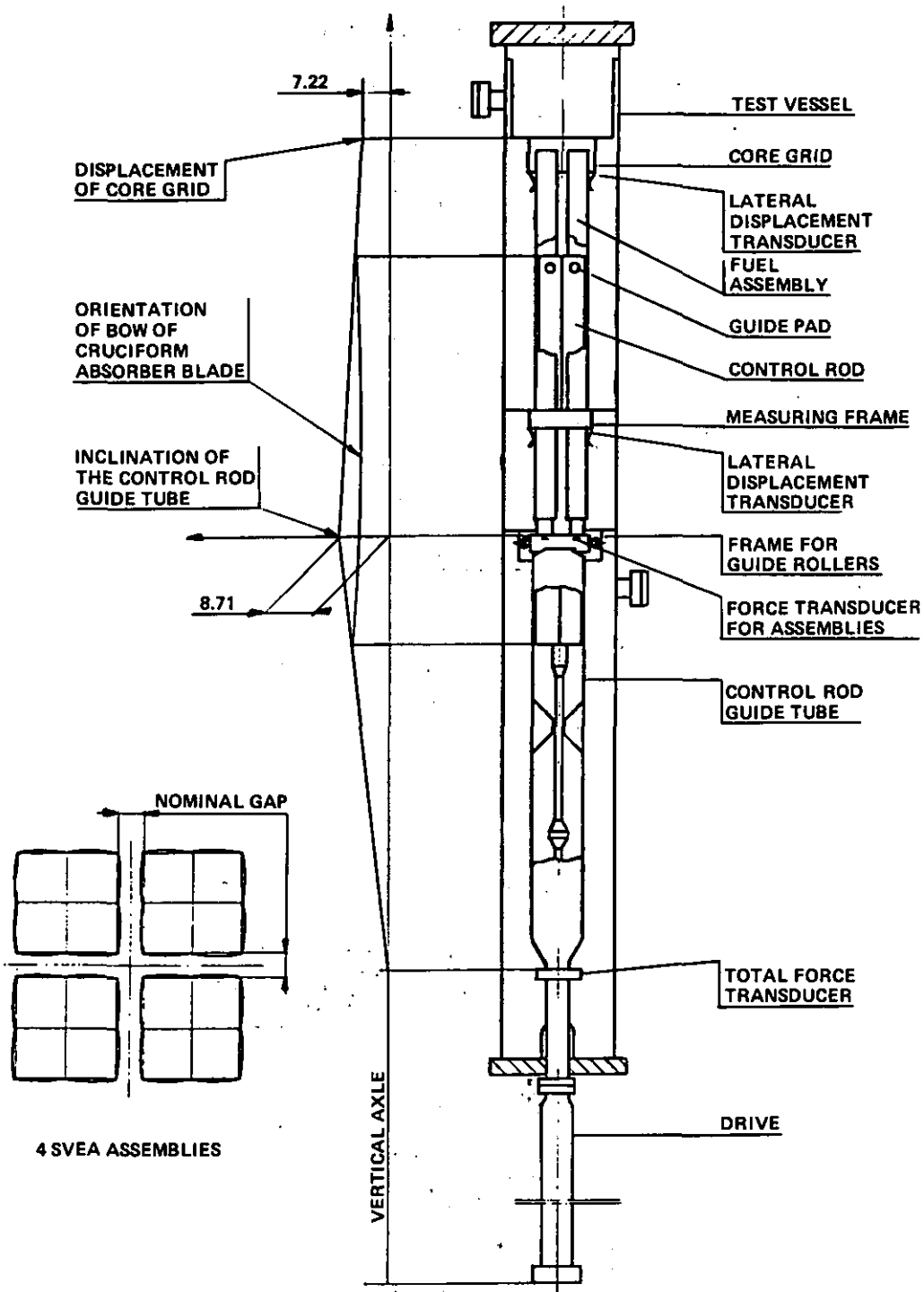


Figure 5. BURE control rod rig with test set up for core module interaction experiments.

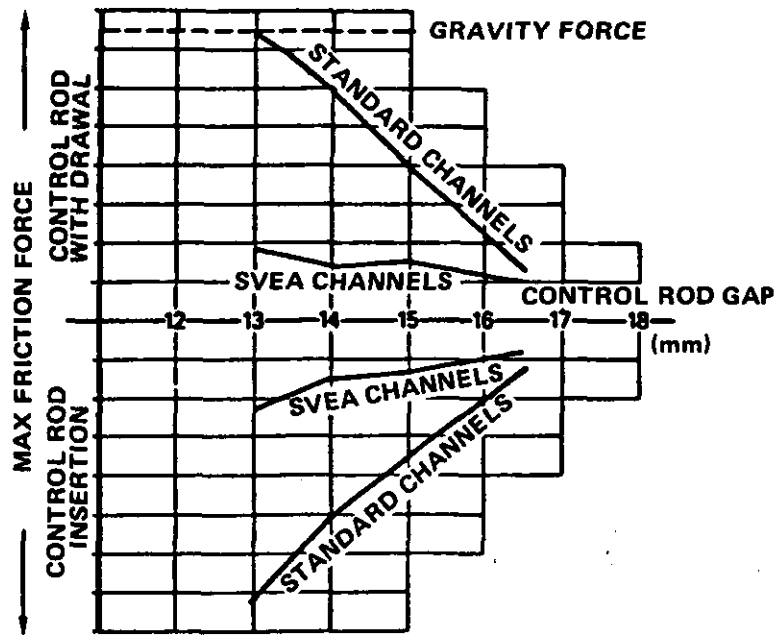


FIGURE 6 MEASURED CONTROL ROD FRICTION FORCE VERSUS CONTROL ROD GAP FOR SVEA AND STANDARD CHANNELS

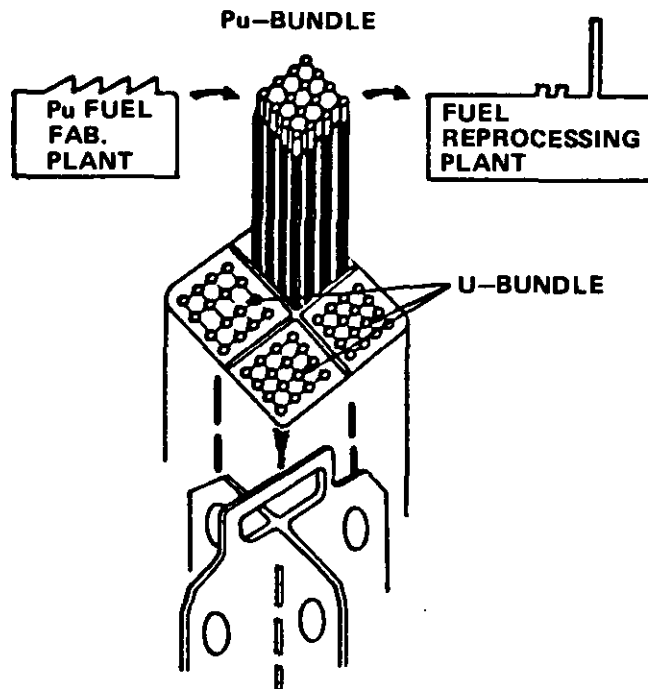


FIGURE 7 MIXED OXIDE (Pu) SUB-BUNDLE IN A SVEA ASSEMBLY

Entwicklung der KWU-DWR-
Brennelementstruktur in den letzten
15 Jahren

F.-W. Aisch, G. Frömel, H. Lettau

Kraftwerk Union Aktiengesellschaft

Die Entwicklung der KWU-DWR-BE-Struktur der letzten 15 Jahre läßt sich in zwei Entwicklungsphasen mit unterschiedlichen Entwicklungsschwerpunkten einteilen.

Die erste Phase war gekennzeichnet durch eine schnelle Entwicklung zu größeren Kernen und damit zu größeren Brennelementen unter weitgehender Verwendung von bewährten Standardkonstruktionen und Werkstoffen.

In der zweiten Phase, die etwa 1974 begann, standen Entwicklungen an der BE-Struktur im Vordergrund, die vor allem die Verbesserung der Wirtschaftlichkeit der Brennelemente zum Ziel hatten.

Auch diese Phase hat inzwischen einen gewissen Abschluß erreicht, so daß uns der Zeitpunkt günstig scheint, die Entwicklung der KWU-DWR-BE-Struktur der letzten 15 Jahre noch einmal zusammenfassend darzustellen.

Die Entwicklung der Struktur der KWU-DWR-Brennelemente (BE) nahm ihren Anfang mit der Entwicklung der Erstkern-BE für das Kernkraftwerk Obrigheim (KWO), dem ersten KWU-DWR, der 9/68 erstmals kritisch wurde (Abb. 1). Das KWO-BE enthielt damals bereits viele Merkmale moderner DWR-Brennelemente, es war ohne BE-Kasten, die Steuerstäbe der Steuerelemente waren in Führungsrohren, die den BE-Kopf mit dem BE-Fuß verbinden, geführt, die Brennstäbe hatten, damals ein Novum, Hüllrohre aus Zry statt aus Stahl.

Das Kernkraftwerk Obrigheim war als Demonstrationskraftwerk für 350 MWe ausgelegt. Bei den in kurzen Abständen folgenden Anlagen stand eine wirtschaftliche Stromerzeugung bereits im Vordergrund. Zur Senkung der anlagenspezifischen Stromkosten wurde deswegen bei dem Kernkraftwerk Stade (KKS, 1. Kritikalität 1/72) die Anlagenleistung gegenüber KWO nahezu verdoppelt und bei dem Kernkraftwerk Biblis A (1. Kritikalität 8/74) nahezu vervierfacht. Mit der Anlagenvergrößerung war eine Vergrößerung des Reaktorkerns und damit auch der BE verbunden (Abb. 2). Die aktive Länge der BE wurde vergrößert und die Anzahl der Brennstäbe je BE erhöht. Die Auslegung der BE für KKS

und Biblis führte zu einer Vergrößerung des Abstandhalterabstands, um den durch die Verlängerung der BE bedingten Anstieg des Kerndruckverlustes soweit wie möglich zu begrenzen. Die Anzahl der Führungsrohre wurde von 16 auf 20 erhöht, um die vertikalen BE-Belastungen im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen zu beherrschen und um eine ausreichende Anzahl möglichst homogen verteilter Steuerstäbe unterbringen zu können. Die für die KWO-BE gewählten Strukturmaterialien wie Stahl für die Köpfe, Füße und Führungsrohre, Inconel für die Niederhaltefedern und Abstandhalter sowie Zry-4 für die Hüllrohre wurden zunächst beibehalten, obwohl damals bereits die neutronenökonomischen Vorteile bei der Verwendung von Zry für Führungsrohre und Abstandhalter bekannt waren. Der Schritt zu Zry als Strukturwerkstoff war beim damaligen Stand des Wissens mit einer großen Zahl offener Fragen und damit Risiken verbunden. Außerdem stellte trotz sorgfältiger Auslegung, Konstruktion und Fertigung der erstmalige Betrieb von großen Kernen wie KKS, später KWB noch genug Restrisiko dar, so daß es sinnvoll war, vor weiteren Entwicklungsschritten das Betriebsverhalten dieser neuen Kerne abzuwarten.

Reaktorseitig wurden aber bereits damals für eine spätere Umstellung der BE-Struktur auf Zry-Führungsrohre Vorsorge getroffen, indem z.B. die BE-Zentrierstifte im Oberen Kerngitter die für Zry-Struktur erforderliche größere Länge erhielten.

Während der Phase der BE-Vergrößerungen flossen außerdem erste Handhabungs- und Betriebserfahrungen in die BE-Konstruktionen ein. Sie führten zu einem abschraubbaren Fuß für BE-Reparaturen und zum Vorentrierzylinder am Fuß, der das Einfädeln der Brennelemente in die Zentrierstifte des unteren Rostes beim Beladen erleichtert.

Etwa mit Beendigung der Entwicklungsarbeiten für den 1. Kern von Biblis A begann eine 2. Phase mit dem Ziel, die Wirtschaftlichkeit der DWR-BE zu erhöhen. Dabei bildeten sich relativ rasch 5 Entwicklungsschwerpunkte heraus, die auf Abb. 3 dargestellt sind. Zum besseren Verständnis werden die im folgenden aufgeführten konstruktiven Verbesserungen an der BE-Struktur, sortiert nach diesen 5 Entwicklungsschwerpunkten, dargestellt.

Abb. 4 zeigt zunächst noch einmal die wesentlichen Baugruppen, aus denen sich ein DWR-Brennelement zusammensetzt.

Zur Verbesserung der Neutronenökonomie wurden die Führungsrohre aus Stahl durch solche aus Zry-4 ersetzt und die Abstandhalter aus

Inconel in ihrer Wanddicke reduziert. In einem weiteren Schritt wurden dann die Inconel-Abstandhalter im Bereich der Aktiven Zone der Brennelemente durch Zry-Abstandhalter mit Inconelfedern ersetzt. Die neutronenökonomische Wirkung dieser Verbesserungen läßt sich durch die Darstellung der jeweiligen Anreicherungsersparnis verdeutlichen (Abb. 5). Man sieht hier auch, daß der völlige Verzicht auf Inconel in Abstandhaltern nur noch geringe wirtschaftliche Auswirkungen hat.

Durch eine Verbesserung der Zuverlässigkeit der BE-Struktur sollten die zwar insgesamt niedrigen, aber in Einzelfällen noch zu hohen strukturell bedingten Fehlerraten möglichst auf Null reduziert werden. Eine der vielen Maßnahmen, der wir eine besondere Bedeutung in diesem Zusammenhang beimessen, ist hier herauszuheben - die 100prozentige Überprüfung der Abstandhalterfederkräfte. Nach Einführung dieser 100%-Prüfung und einiger Verbesserungen bei der BE-Montage konnten Frettingschäden an Brennstäben, bedingt durch unzureichende BS-Einspannung, praktisch ganz eliminiert werden (Abb. 6).

Andere Verbesserungen wie z. B. die 100prozentige Überprüfung der Niederhaltekräfte am fertigen BE oder Verbesserungen an der Außenkontur von Abstandhaltern wirkten sich nicht so spektakulär aus, da diese Maßnahmen vorbeugender Natur waren, also der Vergrößerung des Sicherheitsabstandes gegen Schäden dienten.

Die Erfahrungen mit einzelnen defekt gewordenen Brennelementen zeigten schnell, daß die Reparierbarkeit der Brennelemente entscheidend von der BE-Struktur abhängt (Abb. 7). Hier wurde zunächst der BE-Fuß später auch der BE-Kopf abschraubbar gemacht, um Defektstäbe ziehen zu können. Später wurden gerundete Noppen in den Abstandhalter eingeführt und die bei der Reparatur von oben störenden Durchmischungsfahnen eliminiert. Schließlich wurde noch eine schnell lösbare Kopf-FR-Verbindung eingeführt, die es erlaubt, die BE-Köpfe schnell und sicher abzunehmen. Eine Besonderheit der KWU-Brennelemente ist, daß die Federbeine der Niederhalterung ohne Abnehmen des BE-Kopfes einzeln ausgetauscht werden können. Alle diese Änderungen sind so konzipiert, daß keine Beeinträchtigung des Normalbetriebs- und Störfallverhaltens der BE zu erwarten ist.

Die Entwicklungsarbeiten zur Erhöhung des Abbrandpotentials der BE konzentrierten sich auf die Schaffung von zusätzlichem Raum zwischen Kopf und Fuß zur Beherrschung des zu erwartenden größeren strahleninduzierten Längenwachstums der Brennstäbe. Da bei der Verwendung von Zry-Führungsrohren auch das gesamte Brennelement in Abhängigkeit

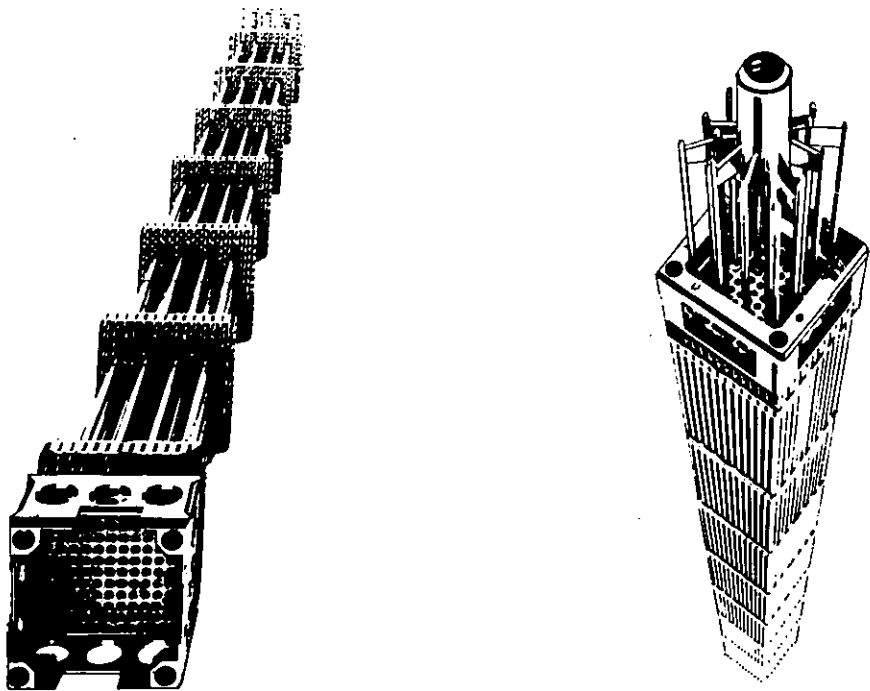
vom Abbrand wächst, mußte u. a. auch die BE-Niederhalterung überprüft werden. Dabei stellten sich die beim Übergang von Stahl- auf Zry-FR bereits eingeführten langhubigen Feder Elemente als vorteilhaft heraus. Diese Federbeine enthielten bereits die für hohe Abbrände zusätzlich erforderlichen Wegreserven.

Unter dem Aspekt, Erhöhung des Abbrandpotentials, muß auch die Entwicklung des 18x18-Brennelementes erwähnt werden. Dieses Brennelement weist praktisch die gleichen Außenabmessungen wie das 16x16-Brennelement der KWU auf, enthält aber 300 statt 236 Brennstäbe und 24 statt 20 Führungsrohre. Die Erhöhung des Abbrandpotentials ergibt sich durch die reduzierte, mittlere Stableistung im Kern, infolge der Erhöhung der Stabzahl im 18x18-BE, die zu niedrigeren Brennstoff- und Hüllrohrtemperaturen führt und damit die Voraussetzungen für niedrigere Spaltgasfreisetzungsraten und geringere Hüllrohrkorrosion schafft.

Als letzter Entwicklungsschwerpunkt sind die Standardisierung und Automatisierung zu nennen. Die BE-Strukturfertigung umfaßt kleine und mittlere Stückzahlen, aber auch Großserienteile. Besonders bei letzteren wirken sich auch kleine Verbesserungen deutlich auf die Fertigungs- bzw. Prüfkosten aus. Auch hier sollen nur einige Beispiele aus der großen Anzahl von Verbesserungen der letzten Jahre genannt sein.

Die Inconelfedern in Zry-Abstandhaltern sind weitgehend standardisiert, d. h. alle Abstandhalter mit gleicher Gitterteilung besitzen auch gleiche Federn, ob 14x14, 15x15 oder 16x16. Diese Federn sind so konstruiert, daß sie vollautomatisch vom Inconelblechstreifen weg auf Federbiegeautomaten hergestellt werden können und zwar in kurzer Zeit, in einem Arbeitsgang und zu niedrigen Kosten. Abb. 8 zeigt eine solche vollautomatisch herstellbare Abstandhalterfeder. Die Prüfung der Federkraft erfolgt ebenfalls vollautomatisch auf einem Prüfautomaten, der u. a. die Federkräfte im Abstandhalter, also im eingebauten Zustand mißt, Ist- und Sollwerte vergleicht und die Meßwerte durch Bildung von Mittelwert und Standardabweichung verdichtet und falls vorhanden, unzulässige Abweichungen ausdrückt.







Am Ende dieser 2. Entwicklungsphase zur Verbesserung der Wirtschaftlichkeit der Brennelemente stehen heute für fast alle DWR-Anlagen der KWU neutronenökonomisch optimierte, zuverlässige, einen Brennstabtausch zulassende, weitgehend standardisierte Strukturen zur Verfügung, die bereits das Potential für die in Zukunft zu erwartenden weiteren Abbranderhöhungen der Brennstäbe aufweisen.



KWU-Brennelement

Abb. 1

Kraftwerk Union

MWe	345	662	477	1204					1361	1369		
BE / Kern	121	157	121	193					193	193		
BE-Typ	14 - 16	15 - 20	15 - 20	16 - 20					16 - 20	18 - 24		
akt. Länge	2750	2985	2650	3900					3900	3900		
												
Anlage	KWU	KKS	KCB	KWB-A					KWG	KKP-2	KBR	KONVOI
1. Kritika - lität	9/68	1/72	9/73	8/74					8/84	11/84	6/86	3/88

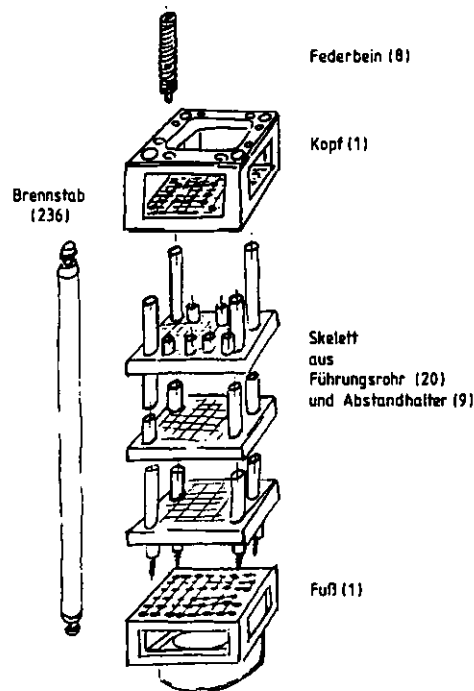
KWU-DWR- Brennelemente

Abb. 2

- Verbesserung der Neutronenökonomie
- Verbesserung der Zuverlässigkeit (durch Verringerung der durch die Struktur bedingten BE- und BS-Schäden)
- Verbesserung der Reparierbarkeit der BE
- Erhöhung des Abbrandpotentials
- Standardisierung und Automatisierung

Entwicklungsschwerpunkte der BE-Struktur-Entwicklung zur Verbesserung der Wirtschaftlichkeit der DWR-Brennelemente

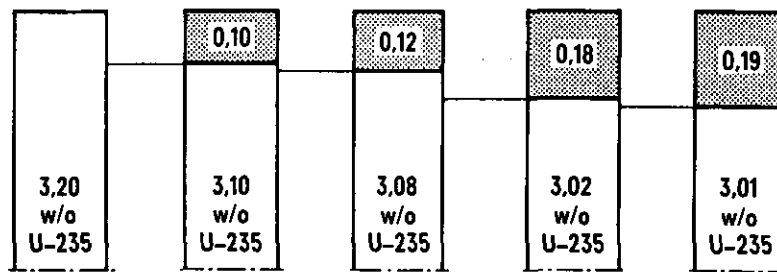
Abb. 3



Brennelement

Abb. 4

■ Ersparnis an NL-Anreicherung



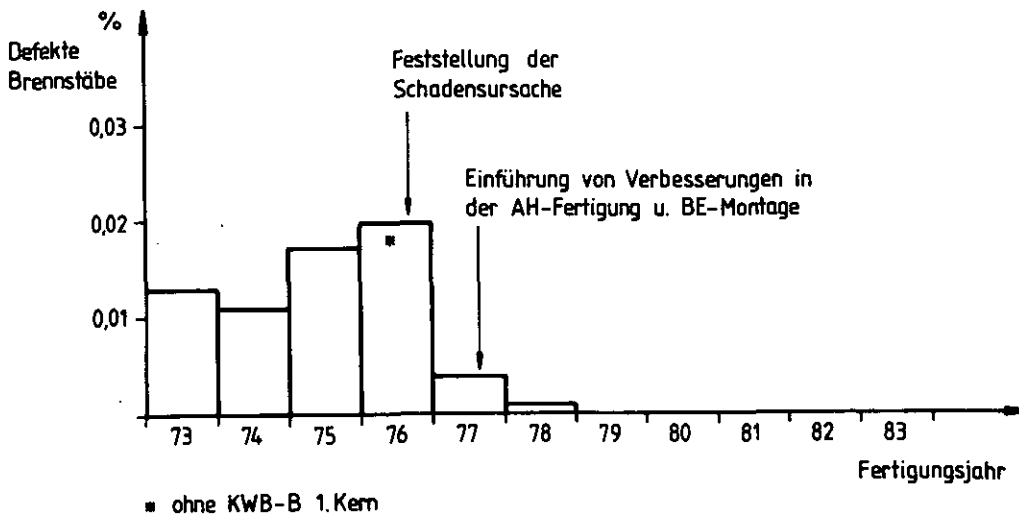
FR-Werkstoff	Stahl	Zry	Zry	Zry	Zry
AH-Werkstoff	Inc. 0,42	Inc. 0,42	Inc. 0,35/0,42	Zry-Gitter + Inc.-Federn	Zry
BE-Typ	alter KWU-Standard	1. KWU-NL für Ringhals 2	neuer KWU-Standard für NL	ähnlich SWR-BE	theoretisches Optimum

Anreicherungsersparnis bei zunehmender Verwendung von Zry anstelle von Stahl- bzw. Nickellegierungen für Strukturteile von DWR-Brennelementen

Abb. 5

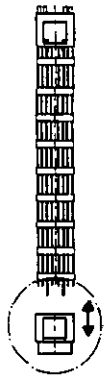
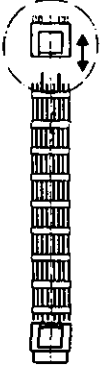
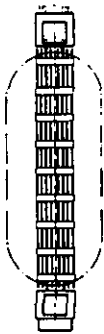

E 82 1649 C

Kraftwerk Union



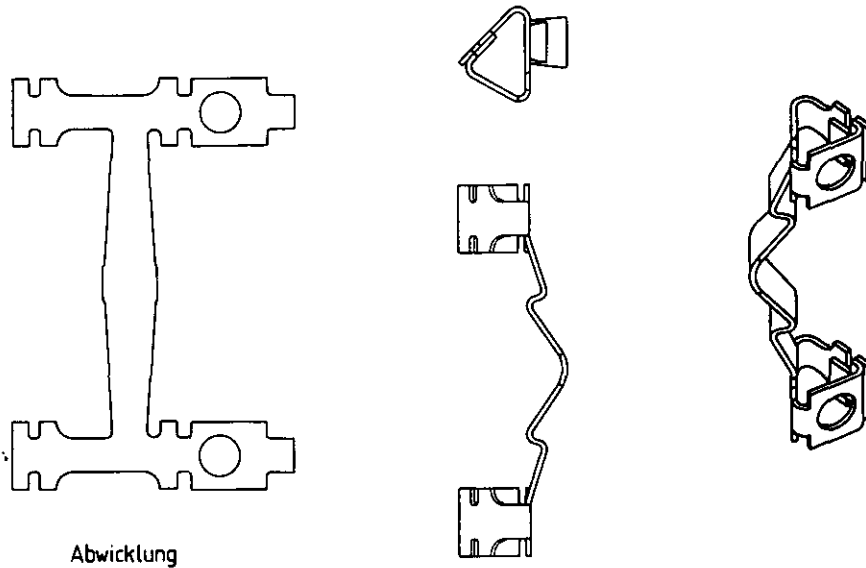
Brennstabdefekte verursacht durch die BE-Struktur (Fretting im Abstandhalterbereich)

Abb. 6

 <p>Abnehmbarer BE-Fuß</p>	 <p>Zusätzlich abnehmbarer BE-Kopf</p>	 <p>Verbesserungen an den Abstandhaltern zur Erleichterung der BE-Reparatur</p>	 <p>Schnelllösbare Kopf - Führungsrohr Verbindung</p>
seit 1969	seit 1973	seit 1981	seit 1984

Entwicklung der DWR-BE-Struktur zur Verbesserung der Reparierbarkeit von Brennelementen

Abb. 7

Kraftwerk Union

Abstandhalterfeder

Abb. 8

WEITERENTWICKLUNG DER FERTIGUNGSMETHODEN ZUM BAU DER DWR-BRENNELEMENT-SKELETTE

W. Leukert*, K. Dengscherz*, H.-J. Romeiser**

*) Reaktor-Brennelement-Union, Hanau

**) Kraftwerk Union AG, Erlangen

1. Einleitung

Abstandshalter, Führungsrohre, Kopf- und Fußstücke bilden das Brennelementskelett. Seine wichtigste Funktion ist, die mechanische Integrität des Brennelementes zu gewährleisten. Einhergehend mit der Weiterentwicklung der Brennelementstrukturen wurden auch die Fertigungs- und Prüfmethoden stetig weiterentwickelt mit den Zielsetzungen

- Verbesserung der Fertigungsqualität und
- Rationalisierung des Fertigungsverfahrens.

2. Montage von DWR-Brennelementskeletten

Auf einer präzisen Montagebank werden die Abstandshalter in Spannrahmen fixiert. Kopf- und Fußstücke werden auf Spannwinkeln aufgespannt. Die Führungsrohre werden von der Kopfseite her eingeschoben und mit dem Fuß verschraubt. Dann erfolgt das Anschweißen der Abstandshalter und der Hülzen für die Kopfbefestigung.

3. Schweißverfahren bei der Skelettfertigung

Die Schweißverbindungen am Skelett werden durch Widerstandspunktschweißen hergestellt. Mit einer Punktschweißzange und einer im Inneren des Führungsrohres befindlichen Stützelektrode werden die Abstandshalter auf beiden Seiten an die Rohre angepunktet. Je nach Skelett-Typ und Werkstoff unterscheiden sich die angewendeten Verfahren.

3.1 Skelette mit Stahlführungsrohren und Inconel-Abstandshaltern

Für das Verschweißen der Führungsrohre mit den Abstandshaltern sind an diesen Laschen vorgesehen, die direkt an das Führungsrohr angepunktet werden. Hierzu wurde anfänglich eine Wechselstrompunktschweißanlage eingesetzt. Die damit erzielte Schweißqualität war jedoch nicht zufriedenstellend, so daß eine geregelte Gleichstromschweißquelle entwickelt und gebaut wurde, die sich noch heute im Einsatz befindet. Durch die Anschaffung von zwei derartigen Anlagen konnte auf eine Umstellung der Schweißprogramme beim Wechsel der Schweißgeometrien verzichtet werden.

Bei der anfänglichen Verwendung des einen Innenspreizdornes gab es Mißverständnisse zwischen Schweißer und Dornbediener. Durch die Entwicklung eines Mehrfachspreizdornes, bei dem alle eingeschobenen Führungsrohre mit miteinander gekoppelten Spreizdornen bestückt werden, konnte die Fehlerrate reduziert und ein erheblicher Rationalisierungseffekt erzielt werden.

3.2 Skelette mit Zry-Führungsrohren und Inconel-Abstandshaltern

Eine Verschweißung von Inconel mit Zry ist nicht möglich. Die Abstandshalter werden deshalb zur Befestigung zwischen auf die Führungsrohre aufgepunkteten Hülsen geklemmt. Die höhere Wärmeleitfähigkeit und die vorgeschriebenen kurzen Schweißzeiten wegen der möglichen Gasaufnahme des Zry bei hohen Temperaturen erfordern hohe Schweißströme. Diese konnten mit der vorhandenen Gleichstromschweißanlage nicht mehr erzielt werden. Die neugeschaffene Anlage ist eine Wechselstrompunktschweißanlage, bei der die Grenzwerte der Ströme und der Schweißkräfte gemessen und verriegelt werden. In den Schweißzangen sind dazu Kraftmeßdosen eingebaut. Die Festlegung der Parameter und deren Grenzwerte erfolgt anhand von Verfahrensprüfungen.

3.3 Skelette mit Zry-Führungsrohren und Zry-Abstandshaltern

Bei der Einführung dieser Skelette ergaben sich für das Schweißverfahren keine Änderungen. Durch die an die AH angeschweißten Hülsen wurde die SK-Montage erleichtert, die Reparaturfreundlichkeit jedoch etwas verschlechtert. Durch die Einführung von neuen Mehrfachinnenelektroden, die in alle Führungsrohre geschoben werden, konnten Schweißfehler fast vollständig ausgeschaltet und der Bedienungsmann zum Positionieren der Innenelektrode eingespart werden.

4. Automatisierte Skelettschweißanlage

Rationalisierungsbestrebungen führten zur Konzipierung einer automatisierten Skelettschweißanlage. Eine Doppelschweißzange wird von einer numerischen Steuerung automatisch an alle zu verschweißenden Führungsrohrpositionen gebracht und das Skelett lagenweise geschweißt.

Die Kopfbefestigungshülsen müssen nach wie vor manuell angepunktet werden, da die Schweißpunkte in um 90° verdrehten Ebenen liegen. Neben dem Rationalisierungseffekt können damit die Fehlerraten abermals gesenkt und die Fertigungsqualität durch das automatische Plazieren der Punkte weiter erhöht werden.

5. Schlußbetrachtung

Durch die Inbetriebnahme dieser automatisierten Skelettschweißanlage wird ein vorläufiger Schlußstrich unter die Anpassung und Verbesserung der Fertigungsmethoden an die weiterentwickelten Brennelementkomponenten gezogen.

Erschwerend für die Weiterentwicklung wirkte sich die große Typenvielfalt der zu bauenden Brennelemente für KWU- und Fremdreaktoren aus. Mit der neuen Anlage wird die Flexibilität der Fertigung wesentlich verbessert.

EXXON NUCLEAR EXPERIENCE WITH DISMOUNTABLE UPPER TIE PLATES

Dr. L. F. Van Swam and C. A. Brown

EXXON NUCLEAR COMPANY, INC.

1.0 INTRODUCTION AND SUMMARY

Exxon Nuclear Company, Inc., established the requirements for a readily removable upper tie plate as one of its basic assembly design criteria in the early 1970's and to date has fabricated more than 7,000 fuel assemblies incorporating this feature.

The advantage of the removable upper tie plate design lies in providing ready access to the fuel rods in both new and irradiated fuel. For new fuel, the removable tie plates permit the on-site insertion of special rods, either neutron absorber or inert, to improve operational flexibility or to meet reactor operating constraints. Removal of the tie plates on irradiated fuel allows withdrawal of all rods within an assembly for examination at poolside, often between cycles. The tie plate is then replaced to permit further irradiation of the assembly. Quick and economical repair of irradiated fuel is also made possible, using a minimum of tooling, simple procedures, and avoiding underwater machining operations.

Several sophisticated tie plate latching mechanisms have been developed that form an integral part with the tie plate, tie rods, or guide tubes, thereby eliminating loose parts at poolside. The latching mechanisms are secured against accidental unlocking but can be locked and unlocked with very simple tools. To date, ENC has successfully removed and reinstalled approximately 330 upper tie plates from BWR and PWR assemblies at poolside. In long range fuel examination programs individual tie plates have been taken off up to seven times during consecutive outages. An average time of 20 minutes is needed to remove or

reattach a tie plate. Tie plates have been removed at a depth of 12 meters. This makes it feasible to remove tie plates from assemblies in the pool storage racks without the need to lift the assemblies closer to the water surface.

2.0 LATCHING MECHANISM DESIGN

Various removable tie plate configurations and latching mechanisms have been developed by Exxon Nuclear. The designs which have proven most satisfactory in practice have met several basic criteria. These include:

1. Assembly latching devices integral with either the tie plate assembly or the fuel assembly cage. This characteristic, which eliminates loose parts, is a great convenience during initial manufacturing as well as during tie plate removal operations. It reduces the required number of disassembly tools.
2. Latching concepts which utilize materials and design configurations which are not susceptible to friction effects or galling. Compatible materials, ample design clearances and simple operation are necessary for reliable operation after irradiation, and for multiple examinations through the life of the fuel.
3. Latching devices which are compact and economical to produce. A compact design minimizes the effect on tie plate flow area, and minimizes the possibility of interfacing problems with holddown springs, reactor internals, fuel assembly inserts, and fuel assembly handling tools.

4. Latching mechanisms that are secured against accidental unlocking without using bending or crimping operations. Secure attachment is achieved without extra operations or the use of limited life devices.

An evolution in the design of latching mechanism has led to two basic designs of upper tie plate attachment mechanisms. They are:

1. Locking Rings - These latches are integral with either the BWR tie rods or the PWR guide tubes. This design is used on most Exxon Nuclear BWR and PWR fuel. The latch on the guide tubes or tie rods restrains the tie plate when rotated to a specific orientation.
2. Locking Sleeves - This device is similar in concept to the locking ring, except that the design also incorporates a fuel assembly holddown coil spring. Engagement of the tie plate to the guide tubes releases the holddown spring for operation, while disengagement of the assembly from the guide tubes restrains the holddown spring.

The locking ring concept, used for all of Exxon Nuclear's BWR and PWR fuel in Europe, satisfies all the design criteria. Its application to a BWR fuel assembly is shown in Figure 1. The locking lug is supported by a nut on the tie rod end. The locking lug is prevented from rotating by nesting in the tie plate. Depression of the tie plate against the fuel rod springs allows rotation of the lug and then removal of the tie plate.

The application of the locking ring concept to a PWR is shown in Figure 2. A simple joint is made between the tie plate and the guide tube. The locking lug is rotated for tie

plate retention or disengagement. An integral spring actuated locking ring, nested in the tie plate, is used for the prevention of lug rotation in the locked position.

3.0 TIE PLATE REMOVAL TOOLING

3.1 BWR Tooling

In the application of the locking ring mechanism to the BWR design, the locking lug on each tie rod is prevented from rotating by notches in the upper tie plate and by the pressure of the fuel rod holddown springs against the tie plate. To unlock, the tie plate is pressed down with a tie plate suppression tool, a typical design of which is shown in Figure 3. With the tie plate in the suppressed position, the locking lugs can be rotated one-quarter turn and the tie plate can be lifted off after removal of the suppression tool. The order of operations is reversed to reinstall the tie plate.

3.2 PWR Tooling

The typical PWR fuel assembly used in Europe contains 16, 20, or 24 guide tubes, each with a latching mechanism. A notched tool resembling a screwdriver in function is used to rotate each locking lug one-quarter turn and release the tie plate from the supporting guide tubes. A specially designed grapple, Figure 4, is then used to lift the tie plate and remove it from the assembly. The grapple and attached tie plate are secured to the fuel pool wall until the tie plate can be put back on the assembly. The same tool used for unlocking the lugs is used to lock the tie plate back onto the assembly.

4.0 REMOVABLE TIE PLATE APPLICATIONS

The capability of easily removing and reattaching the upper tie plate and of withdrawing individual fuel rods from irradiated

assemblies has proven invaluable in evaluating the behavior of nuclear fuels under irradiation. The removable tie plate allows ready access to any fuel rod in any assembly. Exxon Nuclear has performed over 65 nondestructive fuel examinations in 18 reactors, removing the upper tie plate from approximately 150 assemblies to gain access to the fuel rods. In most instances the fuel assemblies were returned to the core for further irradiation. Tie plates have been removed from a given assembly up to seven times during consecutive outages. No significant problems have been encountered in repeatedly removing and reinstalling tie plates on a given assembly.

The failure of irradiated fuel assemblies before reaching design burnup results in economic penalties arising from the loss of unburned fuel, from the need to find replacement fuel, and from the effort involved in redesigning the core. The relative simplicity with which a tie plate can be removed and the short amount of time necessary to perform the operation (an average of approximately 20 minutes) has been used to advantage by ENC to repair assemblies during refueling outages, permitting the fuel to be returned to the core without interruption of its irradiation life. Such repairs have been accomplished without impacting the outage critical path schedule.

Damage to the structural components of fuel assemblies, such as that resulting from baffle jetting or coolant crossflow, necessitates the transfer of undamaged fuel rods to a new assembly structure. This process is facilitated by having removable upper tie plates on both the damaged assembly and the new skeleton, avoiding the need to turn assemblies upside down and the risks associated with the latter procedure.

The flexibility provided by the removable tie plate has allowed last minute adjustment of inert rod or absorber rod

positions within assemblies to meet reactor operational constraints. Such changes in assembly configuration have on several occasions been made at the nuclear plant after delivery of the reload.

5.0 CONCLUSIONS

Utilities have gained both economic and technical benefits from Exxon Nuclear's removable tie plate design. Removable upper plates have been incorporated in Exxon Nuclear's fuel design since the early 1970's. Experience to date extends to over 7,000 fuel assemblies. Reliable latching mechanisms have been developed that have proven secure against accidental unlocking but which nevertheless permit quick tie plate removal with simple tools.

The removable tie plate design has demonstrated its value in the examination and repair of irradiated fuel. The ease with which fuel rods may be removed for examination after removal of the tie plate has allowed ENC to accumulate substantial data on the performance of irradiated fuel rods throughout their exposure life. Major economic benefits have resulted from the rapid repair of damaged or failed fuel assemblies during reactor outages, made possible largely by the ease of access to the fuel provided by the removable tie plates. In addition, modifications of unirradiated fuel are easily accommodated in assemblies with removable tie plates.

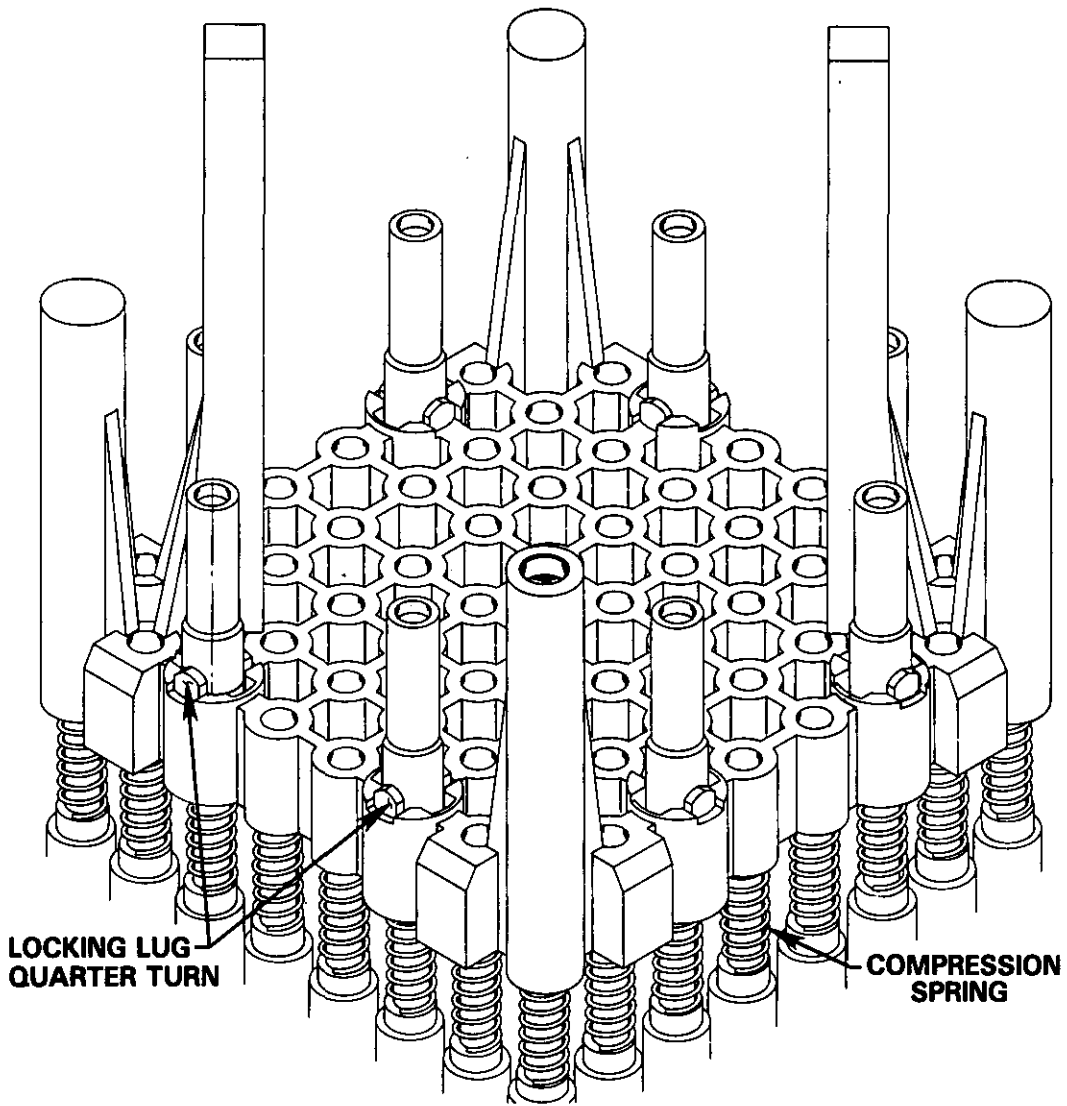


Figure 1—8×8 BWR REMOVABLE TIE PLATE

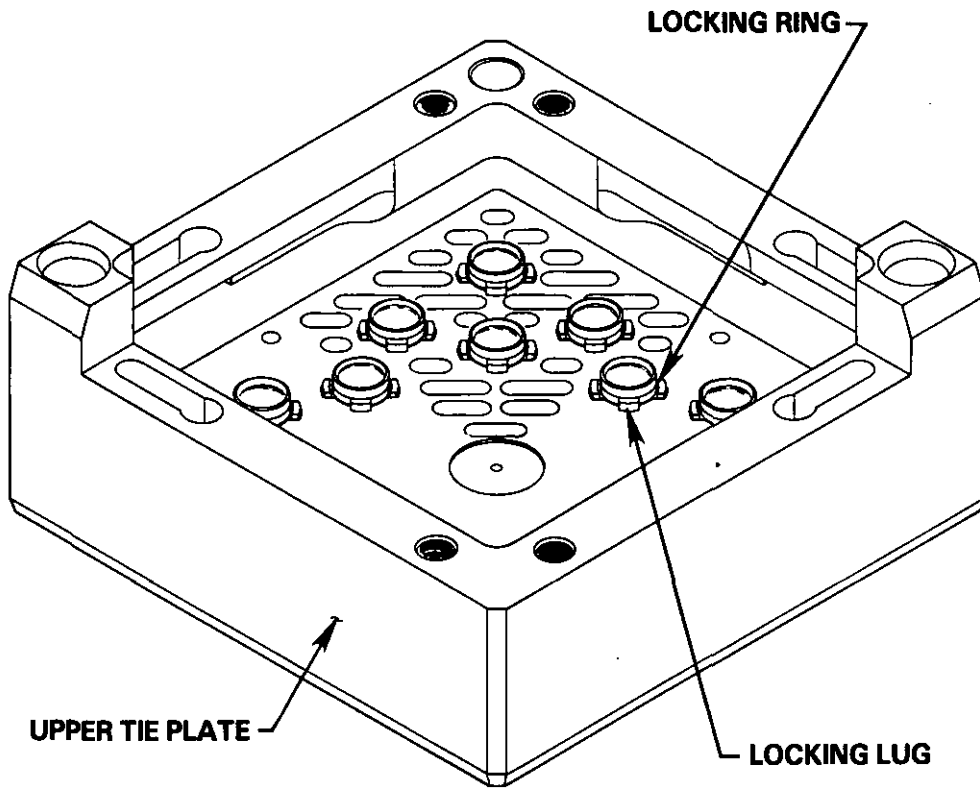


Figure 2— 15 × 15 PWR REMOVABLE TIE PLATE

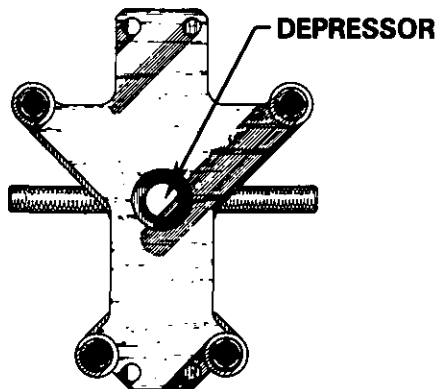
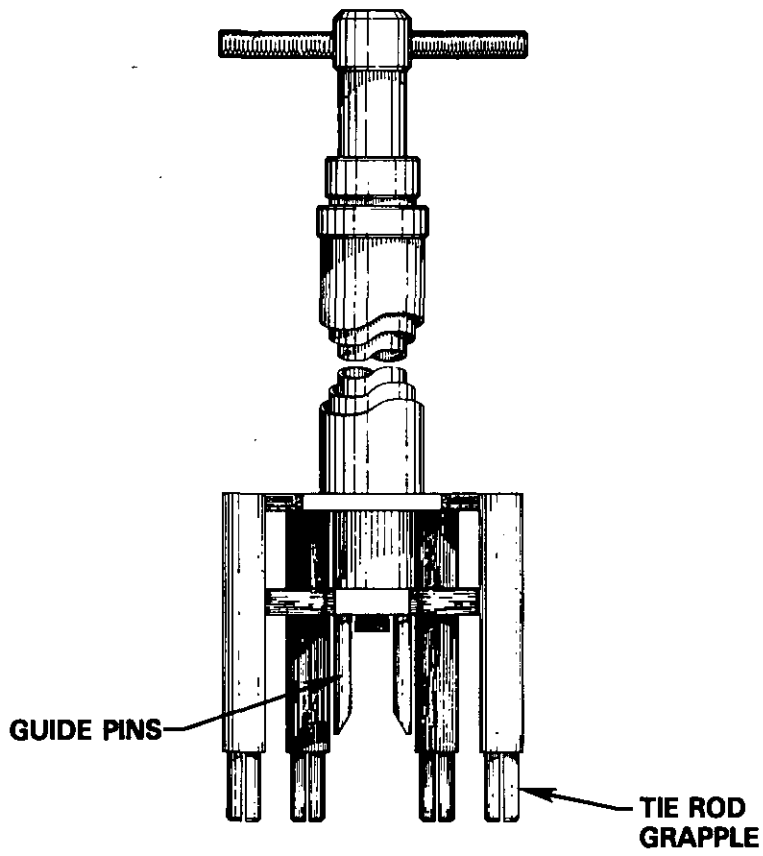
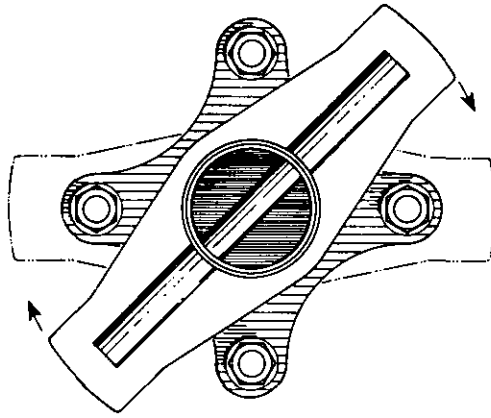


Figure 3—BWR TIE PLATE DEPRESSION TOOL

PLAN VIEW



ELEVATION

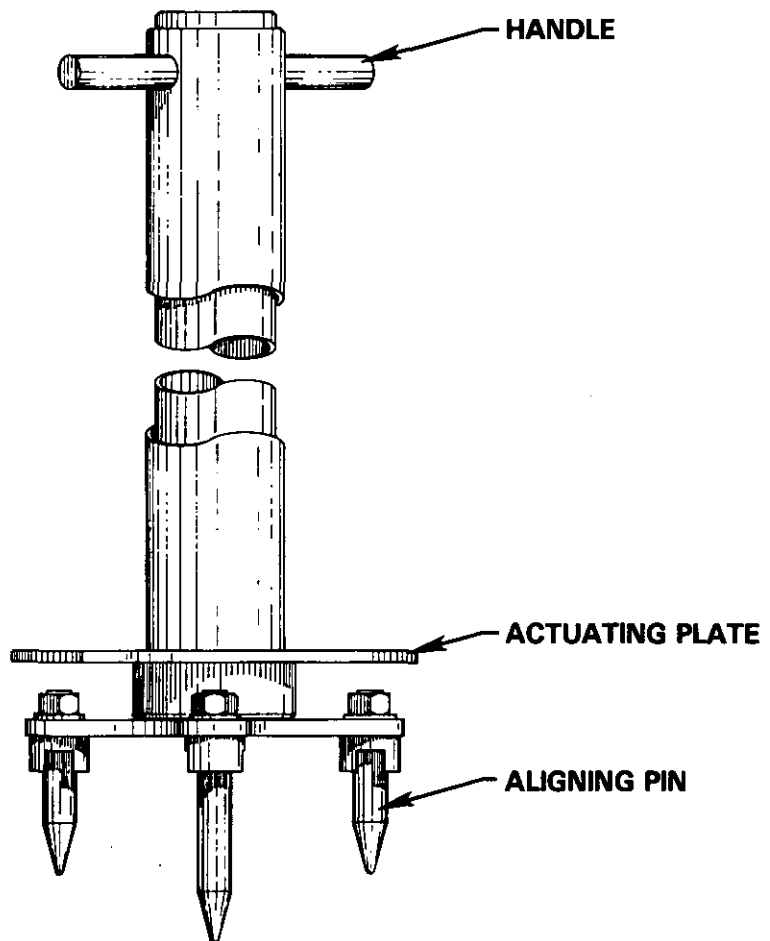


Figure 4—PWR UPPER TIE PLATE GRAPPLE

METHODEN ZUR BETRIEBSVERFOLGUNG UND REPARATUR DER STRUKTUR VON LWR-BRENNELEMENTEN

H. Knaab, R. Manzel und K. Knecht
Kraftwerk Union AG, Erlangen

1. Einleitung

Das Dimensionsverhalten und die mechanische Stabilität der BE-Struktur sind für das sichere Zusammenwirken mit den Brennstäben einerseits und den Komponenten des Kerngerüstes andererseits von entscheidender Bedeutung. Brennelementinspektionen und -vermessungen im Brennelementbecken sind daher seit vielen Jahren eine wichtige Aufgabe des KWU-Brennelement-Service.

Tabelle 1 enthält eine Übersicht über die von KWU im BE-Abklingbecken angewandten Untersuchungstechniken. Diese Techniken werden routinemäßig für die Betriebsverfolgung von Standard-Brennelementen und Prototyp-Brennelementen eingesetzt und dienen dazu, das Betriebsverhalten der Brennelemente genauer zu analysieren und Daten für die Eichung der Rechenverfahren zur Auslegung zu gewinnen. Die Brennelement-Reparatureinrichtung bietet die Möglichkeit, Brennstäbe aus den Brennelementen zu entnehmen und die Struktur im ganzen oder in Teilen auszutauschen bzw. Nachbesserungen daran vorzunehmen.

2. Methoden der Betriebsverfolgung der Struktur

2.1 DWR-Brennelemente

Das Betriebsverhalten von DWR-Brennelementen wird durch das Zusammenwirken der Struktur mit Kernverband, Kernumfassung und Kernbauteilen sowie durch die Wechselwirkung mit den Brennstäben bestimmt. Abb. 1 zeigt, welche Kriterien für die Beurteilung des Betriebsverhaltens der DWR-Struktur gelten.

Die visuelle Inspektion mit einer strahlenresistenten Fernsehkamera erlaubt Aussagen über den Allgemeinzustand des Brennelementes und dessen mechanische Integrität. Sie dient auch zur Feststellung von Reibverschleiß an Berührungsstellen mit den Nachbarbrennelementen bzw. der Kernumfassung sowie von Korrosionsproduktablagerungen und Fremdkörpern.

Die zulässigen Änderungen der äußeren Dimensionen der Brennelemente werden axial durch den freien Ausdehnungsraum zwischen oberer und unterer Gitterplatte und radial durch den Abstand der Brennelemente untereinander bzw. zur Kernumfassung begrenzt. Die Zircaloy-Führungsrohre wachsen mit zunehmender akkumulierter Neutronenfluenz und Kriechen unter der Druckbelastung der Niederhalterung. Die resultierenden Längenänderungen werden mit einem nach dem Prinzip der Tiefenlehre arbeitenden Meßgerät gemessen.

Zur Verfolgung des Dimensionsverhaltens der Zry-4 Abstandhaltergitter wurde ein Meßrachen entwickelt, dessen eine Seite fest am Abstandhalter anliegt, während ein Induktiv-Wegaufnehmer pneumatisch an die gegenüberliegende Seite des Abstandhalters gedrückt wird.

Durch Messungen der BE-Niederhalterkraft wird das Relaxationsverhalten der Federn über die Einsatzdauer bis zu hohen Abbränden ermittelt. Die Vorrichtung wird mit dem BE-Kopf gekuppelt und die Federelemente am BE-Kopf werden mit einem hydraulisch betätigten Kolben belastet. Der aufgebrachte Druck wird mit einem Feinmeßmanometer, der Federweg mit einem Linear-Potentiometer gemessen und in einem Druck-Weg-Diagramm aufgezeichnet.

Unter dem Einfluß von Querströmungen, der BE-Niederhalterung und unterschiedlichen Längenänderungen der Führungsrohre (z.B. infolge von Neutronenflußgradienten) können sich DWR-Brennelemente leicht verbiegen. Um die Verbiegung zu messen, werden Drähte zwischen BE-Kopf und -Fuß gespannt. Der Abstand zwischen Draht und den Abstandhaltern wird mittels Meßlineal, das an der FS-Kamera befestigt ist, bestimmt.

DWR-Brennstäbe sind über die Abstandhalter kraftschlüssig im BE-Skelett gelagert. Der vorhandene Freiraum zwischen Brennstab-Endkappen und Unterkante Kopf bzw. Oberkante Fuß wird ebenfalls mit dem an der FS-Kamera befestigten Meßlineal bestimmt. Dabei werden gleichzeitig Lageveränderungen der Brennstäbe innerhalb des Skeletts (Durchrutschen der Brennstäbe bis zur Fußoberkante) festgestellt, die Aussagen über die Haltekräfte der Abstandhalterfedern erlauben.

Eine genauere Bestimmung der Haltekraft der Abstandhaltermaschen kann mit einem Reibdorn und der mit einem Kraftmeßsystem ausgerüsteten Brennstabwechselvorrichtung erfolgen. Der Reibdorn prüft jedes Feder-Noppenpaar einzeln mit zwei Durchmesserstufen.

Zur Messung der Stababstände wird eine "Sulo-Probe" eingesetzt, die

mit Hilfe der FS-Kamera am Brennelement positioniert wird. Der Meßfühler ist ein dünnes Schwert, an dessen Spitze zwei Blattfedern angebracht sind, deren Auslenkung mit Dehnungsmeßstreifen gemessen wird. Er wird horizontal durch die Brennstab-Reihen bewegt, wobei die einzelnen Stababstände gemessen werden.

2.2 SWR-Brennelemente

Beim SWR-Brennelement läßt sich die Struktur nicht so klar definieren wie beim DWR. Die Tragstäbe (Brennstäbe) und der BE-Kasten besitzen wesentliche "Struktur"-Funktionen. Das Betriebsverhalten wird deutlich von Längenwachstumseffekten geprägt, wie in Abb. 2 dargestellt.

Die Messung der Variation der Brennstablängenänderung, sichtbar als Variation des Spaltes Brennstabschulter/Gitterplatte, wird mittels Fernsehkamera mit Lineal durchgeführt. Das gleiche Verfahren dient zur Bestimmung des Abstandes zwischen unterem Ende des BE-Kastens und der Schutzkante am BE-Fuß. Absolute Längen werden mit einem an der TV-Kamera befestigten Rollbandmaß gemessen.

Im Siedewasserreaktor tritt wegen des radiolytisch gebildeten Sauerstoffs im Kühlmittel auch eine merkliche Korrosion an den Zry-Abstandhaltergittern auf. Zur Messung der Oxidschichtdicke an Außenstegen wird eine neue Positioniereinrichtung entwickelt, die Messungen in exakt vorgegebenen Orten erlaubt.

Das Zusammenwirken mit dem Kernverband und den Kernbauteilen wird vom Dimensionsverhalten der BE-Kästen bestimmt. Zur genauen Vermessung wurde eine Kastenmeßeinrichtung entwickelt, mit der am gesamten Umfang gleichzeitig über 12 Meßtaster Aufweitung, Verbiegung und Verdrillung über die ganze Länge gemessen werden können. Abb. 3 zeigt, daß die Aufweitung an der Stelle des maximalen Neutronenflusses keine kritischen Werte erreicht. Durch die zusätzliche Belastung der Fingerfedern im Fußbereich weitet sich der BE-Kasten dort schneller auf, wobei jedoch keine wesentliche Zunahme der Aufweitung nach ca. 30 GWd/t Abbrand erfolgt. Die gemessene Durchbiegung ist in Abb. 4 dargestellt. An den dargestellten Meßwerten wird deutlich, daß für einzelne BE-Kästen ohne BE-Kasten-Management eine Interferenz mit benachbarten Steuerelementen auftreten könnte.

3. Reparaturmethoden für die BE-Struktur

Ertüchtigungsmaßnahmen oder Reparaturen an der BE-Struktur sind so vielfältig wie die Funktion der Struktur und ihrer Bauteile. Die ersten

Reparaturen waren durch das seinerzeit nicht bekannte Wachsen der Brennstabhüllrohre verursacht. Dies war 1971 Anlaß, eine Reparaturmethode für die damals noch nicht reparierbaren DWR-Brennelemente zu entwickeln. 1972 wurden erstmals 40 Brennelemente im Kernkraftwerk Obrigheim durch Austausch der BE-Füße zum Weiterbetrieb ertüchtigt. Auch bei einigen SWR-Brennelementen war ein Austausch der oberen Gitterplatten wegen der unerwartet großen Streuung des BS-Wachstums nötig.

Alle Reparaturmaßnahmen sowie die Betriebserfahrung mit den ertüchtigten Brennelementen sind in Tabelle 2 aufgeführt. In jüngerer Zeit wurde die DWR-Reparatureinrichtung ergänzt, um verformte Abstandhalterfedern zu rejustieren und den Austausch der gesamten Struktur zu ermöglichen. Das Rejustieren der Abstandhalterfedern ist nötig, wenn eine sichere Halterung des Ersatzstabes aufgrund der Reibkraftmessung nicht gewährleistet ist.

Vereinzelte aufgetretene Beschädigungen der BE-Struktur durch Handhabungsfehler oder Einflüsse von Querströmungen durch Spalte der Kernumfassung machten den Austausch der gesamten Struktur erforderlich. Diese Maßnahme bedingt die zusätzliche Entsorgung der beschädigten Struktur, weshalb zunächst immer geprüft wird, ob andere Wege eine Weiterverwendung der Struktur ermöglichen.

Alle dargestellten Maßnahmen lassen sich durch die in KWU-Anlagen vorhandenen BE-Reparatureinrichtungen, evtl. ergänzt durch spezielle Werkzeuge, durchführen.

4. Referenzen

Ergänzende Informationen zu den Untersuchungstechniken und zum Betriebsverhalten der Brennelemente sind in folgender Literatur enthalten:

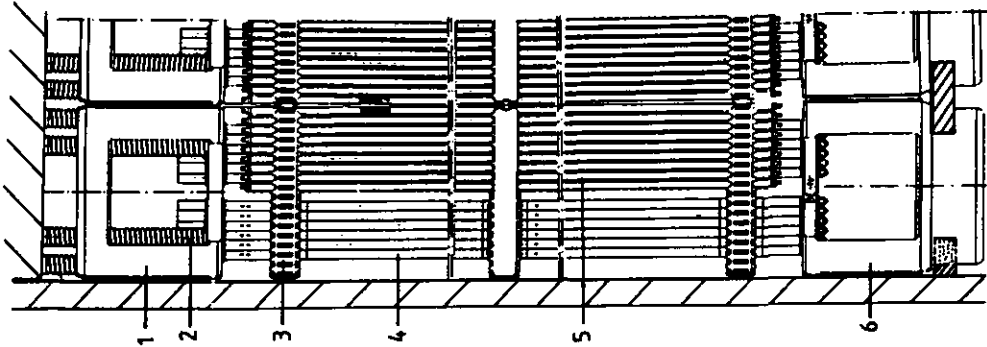
- R.Manzel, H.Knaab, H.Stehle: "The Dimensional Behaviour of LWR-Fuel"; IAEA Spec. Meet. on Examination of Fuel Assemblies for Water Cooled Power Reactors, Tokyo, Nov. 26 - 30, 1984
- R.Manzel, H.Knaab: "Performance Evaluation of LWR Fuel"; IAEA Spec. Meet. on Examination of Fuel Assemblies for Water Cooled Power Reactors, Tokyo, Nov. 9 - 13, 1981
- H.Stehle, H.P.Fuchs, H.Knaab, R.Manzel: "KWU Experience and Analysis of LWR Fuel with Respect to High Burnup"; Proc. of ANS Topical Meet. on LWR-Extended Burnup Fuel Performance and Utilization, Williamsburg, Virginia, April 4 - 8, 1982, p. 1.83 - 100
- H.Knaab, F.Garzarolli, K.Knecht: "BWR Fuel Channel Performance up to 2000 EFPD"; Trans. of ANS 1983 Annual Meeting, Detroit, Michigan, Vol. 44, p. 239

Geräte	Merkmale bei BE und BE-Kästen
<ul style="list-style-type: none"> ● <u>Unterwasser-Fernsehkamera mit Manipulator</u> ● FS-Kamera mit <u>Zusatz-einrichtungen</u> <ul style="list-style-type: none"> - Meßlinde - Rollbandmaß - "Sulo-Probe"-Meßeinrichtung - AH-Meßbrachen - Oxidmeßeinrichtung 	<ul style="list-style-type: none"> ● Visuelle Inspektion des Allgemeinzustandes (mechanische Integrität, Verschleiß, Ablagerungen, Fremdkörper) Zustand der Verbindungselemente ● Axialer Freiraum und Lage der BS (DWR) ● Durchbiegung, hängend (DWR) ● BEK-Abstand zur Schutzkante (SWR) ● Variation des Abstandes BS-Schulter/Gitterplatte (SWR) ● Länge von BE und BEK (SWR) ● Brennstababstand, radial ● Zry-4 AH-Weite (DWR, in Erprobung) ● Korrosion des BEK und der AH-Außenstege *) (SWR) ● Wanddicke der AH-Außenstege *) (DWR) <p>*) in Entwicklung</p>
Geräte	Merkmale bei BE und BE-Kästen
<ul style="list-style-type: none"> ● <u>Führungsrohrprüfeinrichtung</u> (DWR) <ul style="list-style-type: none"> - mit Tiefenlehre - mit Wirbelstromsonde ● <u>BE-Kastenmeßeinrichtung</u> (SWR) (Messung mit und ohne BE) ● <u>Niederhaltefederprüfeinrichtung</u> (DWR) ● <u>Brennstabwechselvorrichtung mit Reibdorn</u> (Teil der Reparatur-einrichtung) 	<ul style="list-style-type: none"> ● Führungrohrlänge ● Materialabtrag, Innen ● Aufweitungsprofil ● Verbiegungsprofil ● Verdrehung ● Länge ● Kennlinie der Niederhaltefedern (mit und ohne Drosselkörperfeder) ● Reibkraftcharakteristik der AH-Federn und Noppenpaarung

Zielsetzung	Methode	Zahl der BE	Betriebserfahrungen	
			Abbrand MWd/kg	Zahl der Zyklen (kumuliert)
<u>DWR</u> Vergrößerung des axialen Ausdehnungs- raumes	Austausch der Fußstücke	48	35 - 46	53
Erhöhung der Niederhaltekraft	Einbau von Zu- satzfedern	182	33	277
Wiederherstellung der BS-Haltekraft	Rejustierung der AH-Federn	15	27	12
Ertüchtigung zum Ein- satz an Spalten der Kernumfassung	Einsatz von Dummy- Stäben in gefähr- deten Positionen	30	38	44
Weiterverwendung von BE mit irre- parabler Struktur	Austausch der Struktur	1	Wiedereinsatz 1985 geplant	
<u>SWR</u> Verbesserung der BS-Führung, ge- brochene Kasten- befestigungs- schraube	Austausch der oberen Gitter- platten	121	38	230
Änderung der Zufuhr des Bypass-Stromes	Einbringen von Bypass-Bohrungen im BE-Fuß	319	38	312

Tabelle 2
=====

Reparaturmethoden für die BE-Struktur
und Betriebserfahrungen
Stand Oktober 1984



Struktur-Brennstäbe ⑤

- Axialer Freiraum ausreichend
- Genügende Haltekraft der AH-Maschen ③
- Gleichmäßige radiale Brennstababstände

Struktur-Kernverband

- Ausreichende BE-Niederhalterkräfte ②
- Geringe Längung der Führungsrohre ④
- Geringe Durchbiegung
- Geringes Wachsen der Zry-4 AH-Gitter ③
- Geringer Relverschleiß an BE-Kopf/-Fuß ① ⑥ und ③
- Integrität der Verbindungselemente

- ① BE-Kopf
- ② Niederhalterfeder
- ③ Abstandhalter
- ④ Steuerstab-Führungsrohr
- ⑤ Brennstab
- ⑥ BE-Fuß

Abb. 1 Kriterien für die Betriebsverfolgung der DWR-Brennelement-Struktur

ALLGEMEIN

Das Längenwachstum des Bündels ist durch das Längenwachstum des "kürzesten" Tragstabes ① bestimmt. Kasten ④ wächst unabhängig.

KRITERIEN

Brennstäbe ②

- Feder nicht auf Block
- Ausreichende Führung im BE-Kopf

Fußbereich

- Ausreichende Fingerfederüberdeckung ⑤
- kein Kontakt des Kastens mit der Schutzkante am BE-Fuß ⑥

Nachbar-BE

- Wirksamkeit der Kastenbefestigungsfeder ⑦ muß gewährleistet sein.

- ① Trag-(Brenn-) stäbe
- ② Brennstäbe
- ③ Wasserstäbe
- ④ Kasten
- ⑤ Fingerfedern
- ⑥ Schutzkante
- ⑦ Kastenbefestigungsfeder

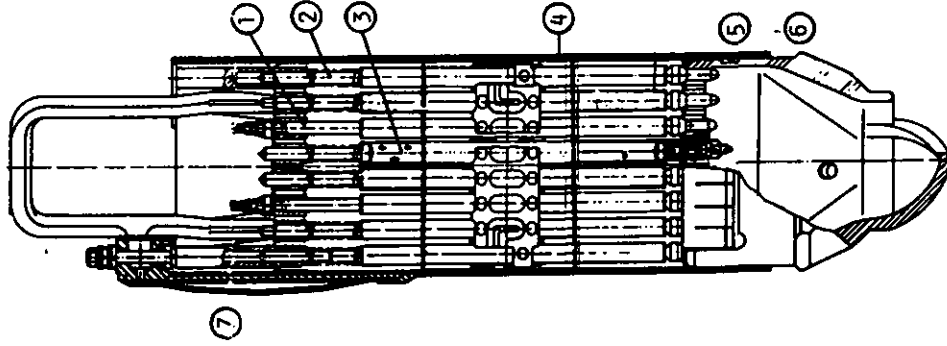


Abb. 2 Längenwachstumseffekte beim SWR-Brennelement (KWU-Design)

Betriebserfahrungen mit der Struktur der Brennelemente in den Kernkraftwerken Stade und Unterweser

Otto A. Besch

NORDWESTDEUTSCHE KRAFTWERKE AKTIENGESELLSCHAFT, HAMBURG

1. Einleitung

Das Kernkraftwerk Stade - mit 1.892 MW - hat seit der Inbetriebnahme im Jahre 1972 61,300 Mrd. kWh in rund 93.000 Betriebsstunden produziert. Das Kernkraftwerk Unterweser - mit 3.733 MW - also fast doppelter Leistung, wurde 1978 in Betrieb genommen und produzierte in rund 45.000 Betriebsstunden 54,400 Mrd. kWh. Beide Anlagen zeichnen sich durch hohe Verfügbarkeit aus, die für KKS und KKW 84,7 % bzw. 83,7 % seit Inbetriebnahme betragen. In beiden Reaktoren wurden insgesamt mehr als 1.000 Standard-Brennelemente durchgesetzt, davon 650 im KKS.

Die Brennelemente werden zunächst in ein Trockenlager übernommen. Danach werden sie in das Naßlager und darauffolgend in das Reaktordruckgefäß gestellt. Im Reaktor muß die Brennelementstruktur hauptsächlich ihre Anforderungen bei einer mittleren Betriebstemperatur von 280 - 320°C erfüllen.

Zum Überwiegenden Teil erreichten alle bisher benutzten Brennelementstrukturen im Durchschnitt 24.000 Vollastbetriebsstunden. Auch Standzeiten der Struktur von mehr als 30.000 Stunden und vereinzelt zur Demonstration bis zu 40.000 Stunden sind keine Ausnahme mehr.

Diese guten Erfahrungen sind die Basis für eine zukünftige bessere Nutzung der Kernbrennstoffe.

Das Zirkaloy findet immer stärker im aktiven Kernbereich Verwendung, d. h. in Zonen, in denen sich der Kernbrennstoff befindet; dies führt zu einer verbesserten Neutronenökonomie, aber auch die Rate der Korrosionsprodukte von Edelstählen kann durch diese Materialwahl gemindert werden.

2. Die Brennelementstruktur und ihre betriebliche Wechselwirkung

Die dynamische Kopplung der Brennelementstruktur zu den Kerngerüstkomponenten ist primär entscheidend für den erfolgreichen Betrieb des Brennelements. Die dynamische Kopplung des Brennstabes in der Brennelementstruktur entscheidet sekundär über die Integrität des Brennstabes und seine Einsatzzeit. Beide Gesichtspunkte haben auch ihren Schwerpunkt bei der statistischen wiederkehrenden Prüfung, auf die noch nachfolgend genauer eingegangen wird.

Die prismatische Form der Brennelementstruktur beinhaltet in sich eine Feinstruktur, die bei unseren Reaktoren eine $15 \times 15 - 20$ bzw. $16 \times 16 - 20$ Stabanordnung aufnehmen kann. Die Strukturmaterialien sind Edelstahl und Zirkaloy bzw. eine Kombination aus beiden.

Die Anordnung als Reaktorkern wird durch eine genaue geometrische Konstruktion in vertikaler Richtung durch das untere und obere Kerngerüst und in horizontaler Richtung durch die Kernumfassung umschlossen. Alle betrieblichen Wechselwirkungen müssen in der Auslegung Eingang finden, damit die Funktionen der Brennelement-Struktur vom Beginn bis zum Ende der Einsatzzeit erhalten bleiben.

Für den bestimmungsgemäßen Betrieb muß die Struktur überwiegend statische Belastungen aufnehmen, die kurzzeitig betrieblich auch durch dynamische Belastungen überlagert sein können. Die unerläßliche Integrität der Brennelementstrukturteile, bestehend aus Kopf und Fuß und den verbindenden Führungsrohren, die ihrerseits mit den Abstandshaltern verbunden sind, muß gewährleistet sein.

Eine geometrische Veränderung durch die betrieblichen kalten und heißen Zustände muß elastisch und geometrisch in vertikaler Richtung und geometrisch in horizontaler Richtung berücksichtigt werden. Bei diesem Vorgang muß dem Betriebsverhalten der Konstruktion der Niederhaltung besondere Beachtung geschenkt werden, denn die Federsysteme können lebensdauerbegrenzend sein.

Die Führungen der Brennelemente im Kopf und Fuß und die führenden Stifte in den Kerngerüsten müssen geometrisch und von der Materialpaarung her

aufeinander abgestimmt sein.

Von der Konstruktion der Brennelementstruktur wird eine ausreichende Steifigkeit verlangt, damit Strömung und Materialveränderung über die Lebensdauer nicht zu unerwarteten geometrischen Veränderungen führen, die ihrerseits zu Wechselwirkungen der Brennelemente untereinander und zu Handhabungsbehinderungen der Brennelemente führen können.

Große Bedeutung kommt der Auslegung hinsichtlich des neutroneninduzierten Wachstums der Materialien im Bereich der hohen Neutronenfluenz zu. Im Vordergrund steht hier die Beurteilung des geometrischen Wachstums. Nur eine optimierte Auslegung führt nicht zur Lebensdauerbegrenzung. Die Abstandshalter haben die Aufgabe, die geometrische Anordnung zu gewährleisten, und sie sind im aktiven Bereich des Kerns ebenfalls neutronenphysikalischen und thermischen Wechselwirkungen ausgesetzt. Die größte Bedeutung kommt den Federelementen in der Abstandshaltermasche zu, die der Dynamik der Brennstäbe folgen müssen. Dabei sind die Eigenveränderungen, z. B. durch Relaxation, in Ansatz zu bringen. Nur eine fachgerechte Auslegung und ein verifiziertes Verhalten der Federn im Betrieb führt zu Erfahrungswerten für die Lebensdauerbegrenzung.

3. Die Brennelementstruktur und ihre betriebliche Überprüfung

In jährlichen Abständen kommt es zu einer Überprüfung einer Auswahl von Brennelementen aus einem Zyklus, zwei, drei oder mehr Zyklen Einsatzzeit. Die visuelle Inspektion ermöglicht eine Beurteilung der sichtbaren Strukturteile. Die Inspektion ist ausgerichtet auf die Feststellung von Veränderungen an der Struktur durch den Betrieb und durch die erforderlichen Handhabungen beim Umsetzen und Ein- und Ausladen in den bzw. aus dem Reaktor oder das Handhaben zur Prüfung. Die Geometrie von Kopf und Fuß ist im normalen Zustand in horizontaler Richtung eines Brennelements die maximale Umhüllende eines Prismas. So kann man an einigen Kopf- und Fußseitenflächen im μ -Bereich liegende Ziehspuren beobachten, die bei der Kernentladung, dem Sippingtest und dem Umsetzen hervorgerufen werden und die ohne Einfluß auf den weiteren Einsatz sind.

Besondere Bedeutung kommt den Anlagemarken an Abstandshaltern zu. Unberührte Flächen haben ein mattes, dunkles Oberflächenerscheinungsbild, dies geht bei Berührung der Strukturteile untereinander in blanke Flächen über. In der Vergangenheit ist es vereinzelt immer wieder zu solchen Anlagemarken gekommen, ohne daß dadurch die Einsatzzeit der Brennelementstruktur begrenzt wurde.

Aktuell richtet sich die Aufmerksamkeit besonders auf sogenannte Mischkerne. Dies sind Brennelementanordnungen aus Standardbrennelementen mit Edelstahlstruktur, Brennelemente mit bimetallicher Struktur - Führungsrohre aus Zirkaloy und Abstandshalter aus Inconel - und Brennelemente mit Strukturen, die für einen hohen mittleren Abbrand ausgelegt sind, Führungsrohre und Abstandshalter aus Zirkaloy.

Zwei Hersteller waren mit Einführungselementen in der Verifikationsphase. Ein Brennelementtyp zeigte in der Wechselwirkung von Zirkaloy-Abstandshaltern und Inconel-Abstandshaltern nur geringfügige blanke Anlagemarken, ohne daß sichtbarer Verschleiß erkennbar war. Der andere Brennelementtyp zeigte in der Wechselwirkung einen Materialabtrag, der aber nicht zu Stabbeschädigungen führte. Durch konstruktive Maßnahmen kann dieses Verhalten in Zukunft vermieden werden.

Alle durchgeführten Inspektionen der Brennelementstruktur zeigen auf, daß Brennstabverbiegungen nicht aufgetreten sind. Es wird aber beobachtet, daß Brennstäbe unterschiedlich nach ihrer Einsatzzeit gegenüber ihrem Neuzustand von Zyklus zu Zyklus geringfügig nach unten durchrutschen. Zurückzuführen ist dies auf die Federkrafttoleranz und die thermische und neutronenphysikalische Wechselwirkung auf Inconelfeder- und Zirkaloyhüllrohr-Material. Die Stäbe stehen nach drei bis vier Zyklen auf der Fußoberseite auf. Eine Einsatzbegrenzung für die Brennelementstruktur war aufgrund dieses Ergebnisses bisher nicht erforderlich.

Die Fuß- und Kopfverschraubungen - letztere soweit vorhanden - wurden ebenfalls überprüft und führten bisher zu zufriedenstellenden Ergebnissen; es erfolgte die Bestätigung auf funktionelle Sicherung der lösbaren Verbindungen.

4. Ausblick

Die bisher erzielten Ergebnisse zeigen, daß die Brennelementstrukturen ihre Aufgaben im bestimmungsgemäßen Betrieb erfüllt haben, und durch Verifikation im Betrieb konnte aufgezeigt werden, daß auch ein Potential für höhere Standzeiten vorhanden ist.

Durch lösbare Verbindungen im Kopf- bzw. Fußbereich lassen sich defekte Brennstäbe entnehmen und somit die Nutzung der Brennelementstruktur bis zum Zielabbrand sicherstellen. Bei der Wiederaufarbeitung könnten diese Strukturteile vorher entfernt werden und dadurch den Wiederaufarbeitungsprozeß entlasten.

Ein neues Ziel in der Auslegung wäre die Wiederverwendung der Brennelementstruktur und der Tausch alter Brennstäbe gegen neue Brennstäbe. Damit könnte die Nutzung der Strukturmaterialien verdoppelt werden und die Entstehung der radioaktiven Strukturteile in der Masse auf die Hälfte reduziert werden.

BESTRAHLUNGSVERHALTEN VON REAKTORGRAPHIT - NEUERE ERGEBNISSE

G. Haag, D. Mindermann

(Kernforschungsanlage Jülich GmbH)

K. Janssen

(Sigri Elektrographit GmbH, Meitingen)

Spricht man von der Bestrahlungserprobung von Reaktorgraphit, so denkt man dabei an Graphit für den Deckenreflektor, den inneren Seitenreflektor und den Bodenreflektor eines Hochtemperaturreaktors. Im vorliegenden Fall werden allerdings die Untersuchungen zum Bestrahlungskriechen ausgeklammert, da hierüber erst kürzlich von Cundy et al. vorgetragen wurde /1/.

Als wichtigste technische Forderungen, die ein stark neutronenbelasteter Reaktorgraphit erfüllen muß, gelten seit vielen Jahren eine hohe Reinheit und eine geringe Anisotropie. Bezüglich des Bestrahlungsverhaltens spielt von diesen beiden Kriterien natürlich nur die Anisotropie eine Rolle. Sie rührt her von der Anisotropie des hexagonalen Gitters der idealen Graphitstruktur und wird in mehr oder weniger abgeschwächter Weise durch den Füllerkoks auf das Endprodukt, den Graphit-Formkörper übertragen, wobei auch die Formgebungstechnik eine wesentliche Rolle spielt. Die Anisotropie eines Formkörpers kann daher vor allem auf zwei Wegen beeinflußt werden: bei der Herstellung des Füllerkokses und bei der Formgebung.

Nachdem man zu Beginn der siebziger Jahre mit dem berühmt gewordenen Gilsonitkoksgraphit aus Gründen der Verfügbarkeit des Gilsonitkokses Schiffbruch erlitten hatte, lag im Verlauf der letzten 10 Jahre in Deutschland der Schwerpunkt bei der Entwicklung von Reaktorgraphit auf der Verwendung der heimischen Rohstoffe Pechkoks als Füller und Steinkohlenteerpech als Binde- und Imprägniermittel. Als eines der ersten vielversprechenden Produkte aus dem staatlich geförderten Entwicklungsprogramm stellte die Firma SIGRI Elektrographit GmbH einen Spezialpechkoksgraphit her, bei dem die Graphitblöcke durch Strangpressen geformt werden. Bei diesem Material mit der Bezeichnung ATR-2E wurden eine relativ hohe Dichte und die für die damaligen Verhältnisse recht gute Zugfestigkeit (siehe Tabelle 1) durch zweimaliges Nachverdichten erreicht. Dabei wird das Porensystem des gebrannten Körpers nochmals mit Steinkohlenteerpech druckimprägniert und dann erneut bei etwa 1100 C gebrannt. Erst danach erfolgt die

	ATR-2E	ASR-1RS	
=====	=====	=====	
Rohdichte (g/cm ³)	1.80	1.81	Graphitierung bei etwa 2800°C. Der Anisotropiefaktor, also das Verhältnis
Therm. Ausd. Koeff. (p)	4.3	4.2	der linearen thermischen
(10 ⁻⁶ /K) (s)	4.8	4.4	Ausdehnungskoeffizienten
Anisotropiefaktor	1.12	1.05	senkrecht und parallel zur
Dynam. E-Modul (p)	9.6	10.2	Lage der Vorzugsrichtung
(kN/mm ²) (s)	8.4	9.8	der Füllerkokskörner, ist
Biegefestigkeit (p)	23.0	26.9	nach heutigen Maßstäben mit
(N/mm ²) (s)	18.9	26.4	1.12 noch relativ hoch, da
Druckfestigkeit (p)	55.9	66.5	zur Erzielung einer kleinen
(N/mm ²) (s)	57.8	66.5	Anisotropie bei dieser
Zugfestigkeit (p)	12.6	18.1	Graphitsorte lediglich ein
(N/mm ²) (s)	12.4	17.9	Spezialpechkoks verwendet
Wärmeleitfähigk. (p)	179	134	wird. Das Strangpreßverfah-
(W/K m) (s)	163	130	ren hingegen ist dasselbe,
=====	=====	=====	wie es in großem Umfang
p=parall., s=senkr. z. Kornorientierung			auch bei der Herstellung
			von Graphitelektroden zur
			Elektrostahlerzeugung ein-
			gesetzt wird.

Tabelle 1

Dennoch zeigte dieser Graphit bei seiner Bestrahlungserprobung ein recht gutes Verhalten. Die Isothermen der Dimensionsänderung (Bild 1) zeigen im Vergleich mit anderen bisher bestrahlten Sorten, daß die Expansionsphase erst bei recht hohen Neutronendosen beginnt. Allerdings macht sich der noch vorhandene Rest von Anisotropie bemerkbar. Senkrecht zur Vorzugsrichtung ist die maximale Schrumpfung deutlich kleiner, die Expansionsphase beginnt früher und auch die Dosis, von der ab die Expansion über die Ausgangsabmessungen des Probekörpers hinaus einsetzt, ist kleiner als parallel zur Vorzugsrichtung.

Wie sich dieses unterschiedliche Dimensionsverhalten auf die in einem Graphitbauteil entstehenden Spannungen auswirkt und damit bei der Konstruktion eines HTR-Graphitreflektors berücksichtigt werden muß, wird in Auslegungsrechnungen ermittelt. Die Bestrahlungsexperimente liefern dem Reaktorerbauer hierfür bei mehreren Bestrahlungstemperaturen die Isothermen verschiedener Materialeigenschaften in den beiden kristallographischen Hauptrichtungen. Bis zu welcher Netto-Expansion z.B. ein Graphit eingesetzt werden kann, hängt natürlich ganz wesentlich von den Festigkeiten ab, die er dann noch besitzt bzw. besitzen sollte.

Zu den Materialdaten, die bei der Auslegung eines Graphitreflektors eine Rolle spielen, gehört auch der dynamische E-Modul, der zerstörungsfrei mit Ultraschall gemessen wird. Trägt man ihn wie in Bild 2 als Funktion der Neutronendosis auf, indem man alle Werte durch den E-Modul im unbestrahlten Zustand teilt, so verschwindet erfahrungsgemäß der Einfluß der Anisotropie. Das bedeutet, daß sich bezüglich der Schallgeschwindigkeit die Anisotropie mit zunehmender Neutronendosis nicht ändert. Die Isothermen des E-Moduls steigen zunächst auf ein Mehrfaches des Ausgangswertes an, d.h. der Graphit wird 'härter'. Recht bald, nachdem bei den Dimensionsänderungen die Expansion begonnen hat, findet die E-Modul-Zunahme ein Ende und mit zunehmender Expansion strebt der E-Modul wieder seinem Ausgangswert zu. Dieses geht mit einer entsprechenden Abnahme der Festigkeit einher.

Hierin liegt ein weiterer Grund für das Interesse am dynamischen E-Modul. Von bisher unveröffentlichten Ergebnissen aus Bestrahlungsexperimenten im Reaktor HFIR in Oak Ridge wissen wir, daß eine recht

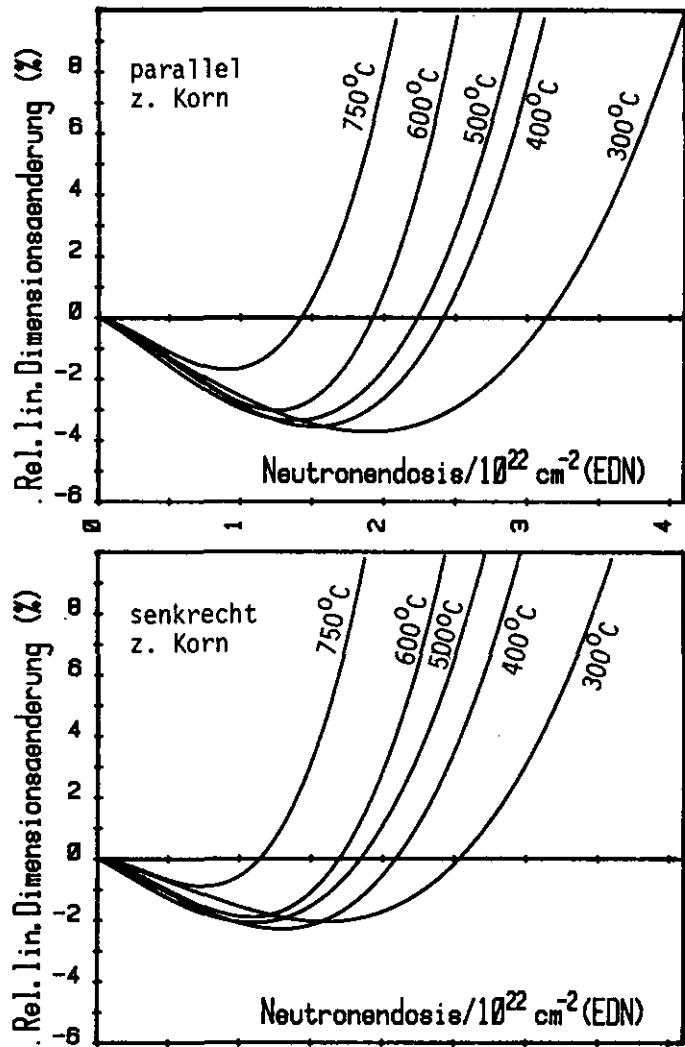


Bild 1: Graphit ATR-2E:
Isothermen der Dimensionsänderung für
verschiedene Bestrahlungstemperaturen

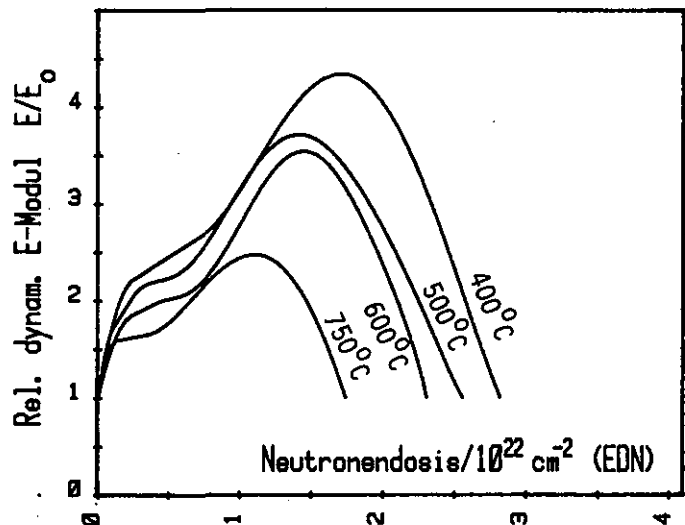


Bild 2: Graphit ATR-2E:
Isothermen des rel. dynam. E-Moduls
für versch. Bestrahlungstemperaturen

gute Korrelation zwischen dem relativen dynamischen E-Modul und der relativen Zugfestigkeit σ/σ_0 besteht: Im Bereich des zunehmenden E-Moduls ist die Festigkeit der Quadratwurzel aus dem E-Modul proportional, da, wo der E-Modul abnimmt, ist die Beziehung linear. Auf diese Weise kann man auf die Bestrahlung besonderer Proben, wie sie nach DIN 51914 (zur Zeit noch im Entwurf) zur Messung der Zugfestigkeit erforderlich sind, im allgemeinen verzichten.

Auch der lineare thermische Ausdehnungskoeffizient verbirgt den Einfluß der kristallographischen Anisotropie, wenn man seine relative Änderung als Funktion der Neutronendosis betrachtet. Daher kann die Anisotropie schlechthin als bestrahlungsunabhängig angesehen werden.

Wir kommen nun zu einer zweiten Graphitsorte, die dem neuesten Stand der Entwicklung von Reaktorgraphit entspricht. Ausgangspunkt für diese Entwicklung war die Tatsache, daß der Spezialpechkoks, der das relativ gute Bestrahlungsverhalten der Graphitsorte ATR-2E bewirkt, ein gewisses Risiko hinsichtlich der künftigen Entwicklung seiner Verfügbarkeit darstellt. Stattdessen erschien es wünschenswert, einen Pechkoks zu verwenden, wie er auch in der Großproduktion von Graphitelektroden eingesetzt wird. Ein solcher Pechkoks mit einer maximalen Korngröße von $120\text{ }\mu\text{m}$ wird mit Steinkohlenteerpech als Bindemittel vermischt und dann in einer Vibrationspresse zu großen Formkörpern verpreßt. Diese werden bei Temperaturen oberhalb 1100°C gebrannt und dann - dieses ist der wesentliche neue Schritt - wieder bis zu einer maximalen Korngröße von 1 mm aufgemahlen. Auf diese Weise erhält man ein annähernd kugelförmiges, isotropes Kokskorn mit hoher Dichte, ausgezeichneten mechanischen Eigenschaften und einem niedrigen Gehalt an Asche und flüchtigen

Bestandteilen. Dieser sog. Sekundärkoks /2/ wird noch einmal mit Steinkohlenteerpech vermischt, wobei auch noch 20% eines aufgemahlenen, isotropen Reaktorgraphits zugegeben werden, um das spätere Brenn- und Graphitierungsverhalten zu verbessern. Auch diese Mischung wird wieder in einer Vibrationspresse verdichtet.

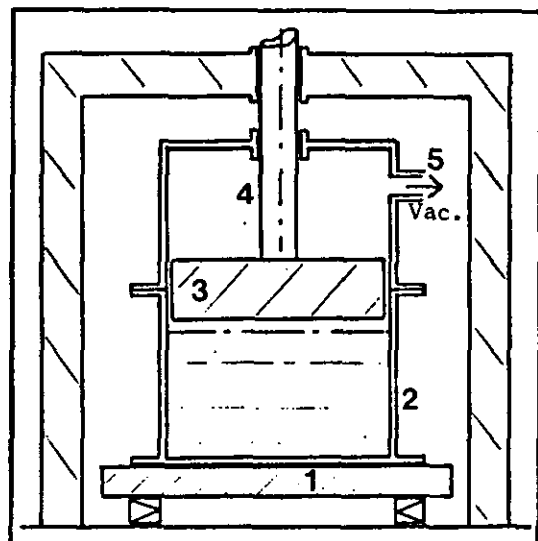


Bild 3: Vibrationspresse

Die Verwendung der Vibrationspresse (Bild 3) ist ein weiterer wesentlicher Fortschritt bei der Graphitherstellung /3/. Sie besteht im wesentlichen aus dem Vibrationstisch (1), der Preßform (2), einem aufgelegten Gewicht (3) mit einer Führungsstange (4) und einer Vorrichtung zum Evakuieren (5). Die Preßwirkung wird durch vertikale Schwingungen der Form gegen die träge Abdeckmasse hervorgerufen. Durch sorgfältige Wahl von Schwingungsfrequenz und -amplitude erhält man eine gleichmäßig zunehmende Verdichtung und damit homogene Formkörper. Eine zusätzliche Verbesserung von Dichte und Homogenität erreicht man durch Evakuieren.

Die so erhaltenen 'grünen' Blöcke werden bei 1050°C im Ringofen gebrannt und danach zur Verbesserung von Dichte und Festigkeit einmal mit Steinkohlenteerpech imprägniert. Auf das nochmalige Brennen folgt schließlich die Graphitierung bei etwa 2800°C.

Einige besonders wichtige Eigenschaften des so hergestellten Reaktorgraphits ASR-1RS sind deutlich besser als bei der Sorte ATR-2E (Tabelle 1). So ist der Anisotropiefaktor mit 1.05 erheblich kleiner, was die Anisotropie der Dimensionsänderung unter Bestrahlung günstig beeinflussen sollte. Alle Festigkeiten, insbesondere die Zugfestigkeit, sind deutlich größer, so daß man im Laufe der Zeit entsprechend höhere Zugspannungen in den betroffenen Bauteilen zulassen könnte. Schließlich ist der Graphit ASR-1RS wesentlich homogener herstellbar. Das schlägt sich zwar in keiner der angeführten Eigenschaften nieder, wird aber beim Zerschneiden des Graphitblocks erkennbar.

An den Isothermen der Dimensionsänderung durch Neutronenbestrahlung fällt als Unterschied zur Graphitsorte ATR-2E auf (Bild 4), daß die zu den beiden kristallographischen Hauptrichtungen gehörenden Kurven für ASR-1RS viel näher zusammenliegen. Diese Aussage, die aufgrund der Anisotropiefaktoren beider Graphitsorten zu erwarten war, gilt unabhängig von der Bestrahlungstemperatur.

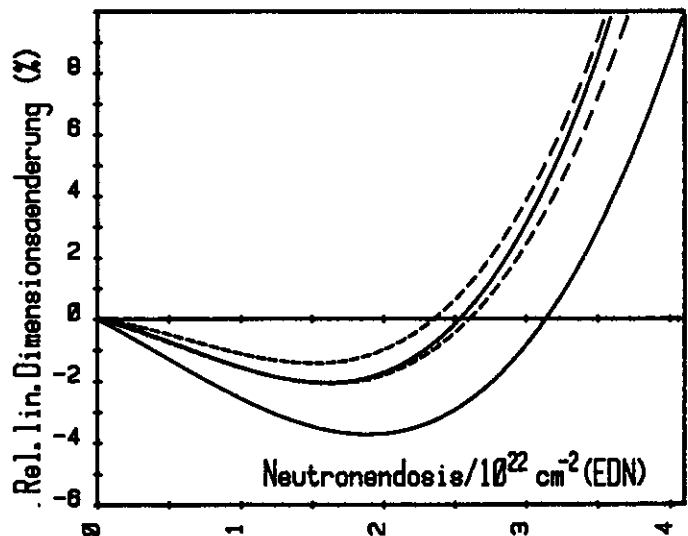


Bild 4: Graphite ATR-2E (—) und ASR-1RS (---): Vergleich der Isothermen der Dimensionsänderung für 300°C Bestrahlungstemperatur

Leider ist da, wo viel Licht ist, oft auch etwas Schatten. Die gefürchtete Volumenexpansion beginnt bei diesem Graphit bei etwas niedrigerer Neutronendosis, also ein wenig früher. Wegen der höheren Zugfestigkeit braucht aber deswegen die Lebensdauer von Bauteilen aus ASR-1RS keineswegs kleiner zu sein. Genaueres müssen die Spannungsrechnungen zeigen.

Nachdem es gelungen ist, die Entwicklung und Erprobung von Reaktorgraphit auf den hier geschilderten Stand zu bringen, ist über die zukünftigen Arbeiten nicht mehr allzu viel zu sagen. Mit einer abschließenden Teilbestrahlung bei 300, 400, 500 und 600°C müssen wir lediglich den Datenbestand im Hochdosisbereich noch etwas verbessern. An der grundsätzlichen Erkenntnis, daß die Graphitsorten ATR-2E und vor allem ASR-1RS hochentwickelte Reaktorgraphite mit ausgezeichnetem Bestrahlungsverhalten sind, wird sich dadurch allerdings nichts ändern.

Die Arbeiten, über die hier berichtet wird, sind im Rahmen des Projekts 'HTR-Brennstoffkreislauf' durchgeführt worden, an dem die Vertragspartner GHT Gesellschaft für Hochtemperaturreaktor-Technik mbH, Hochtemperaturreaktor-Brennelement GmbH, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Kernforschungsanlage Jülich GmbH, NUKEM GmbH und SIGRI Elektrographit GmbH/Ringsdorff-Werke GmbH beteiligt sind und das vom BMFT und vom Land Nordrhein-Westfalen gefördert wird.

Literatur:

- /1/ M.R. Cundy, G. Kleist, D. Mindermann:
IRRADIATION INDUCED CREEP IN GRAPHITE WITH RESPECT TO THE FLUX
EFFECT AND THE HIGH FLUENCE BEHAVIOUR
Extended Abstracts CARBONE 84, Bordeaux, S. 406, (1984)
- /2/ H. Rosswurm, G. Pietzka, W. Ulsamer:
ANISOTROPIE VON FORMKÖRPERN IN ABHÄNGIGKEIT VOM KOKS UND VON
DEN HERSTELLUNGSBEDINGUNGEN
Preprints CARBON 72, Baden-Baden, S. 403, (1972)
- /3/ S. Wilkening:
VARIOUS VIBRATION METHODS FOR THE FORMING OF CARBON PRODUCTS
Extended Abstracts 13th Biennial Conf. on Carbon, Irvine,
S. 330, (1977)

W. Theymann, C. Elter

GRAPHITREFLEKTOR DES HTR

- Auslegung, Fertigung, Errichtung -

Zusammenfassung

Der Graphitreflektor des HTR ist mehrschichtig aufgebaut. Er hat sowohl Trag- und Behälterfunktion für den Reaktorkern als auch Gasführungsfunktion und neutronenphysikalische und abschirmende Funktion für die aus dem Reaktorkern stammenden Neutronen. Konstruktiv wird er in den inneren und äußeren Bereich aufgeteilt, wobei nur der äußere die tragende Funktion erfüllt.

Die Konstruktion des Reflektors wird durch die spezifischen Eigenschaften von Graphit bestimmt, wobei zusätzlich das durch Bestrahlungseinwirkung sich ändernde Materialverhalten berücksichtigt werden muß.

An den realisierten Lösungen im AVR und THTR werden die Erfahrungen aus Fertigung und Errichtung dargestellt.

1. Beschreibung des Kernaufbaus

Die Reflektor- und Kernttragkonstruktionen bilden gemeinsam den Behälter für den Reaktorkern, der aus der Kugelschüttung besteht; sie dienen außerdem der Gasführung. Die Erhaltung der geometrischen Form des Reaktorkerns wird durch den Graphitaufbau sichergestellt. Dabei werden die aus dem Reaktorbetrieb resultierenden Beanspruchungen aus dem Kugeldruck, dem Druckabfall des Kühlgases, dem direkten Einfahren der Kernstäbe in die Kugelschüttung und der Neutronenstrahlung sowie aus dem Erdbeben berücksichtigt.

Die Lasten werden über die Kernttragkonstruktion an die angrenzenden metallischen Komponenten abgeleitet. Unterschiede in der Wärmedehnung zwischen Reaktor-druckbehälter und Einbauten sowie unterschiedliche Funktionsweisen der einzelnen Bereiche der Kerneinbauten erfordern eine zonenweise Trennung dieser Bereiche bezüglich der differentiellen Bewegung. Die Dehnungen des Deckenreflektors werden unabhängig ohne Rückwirkungen auf die übrigen Einbauten durch ausreichendes Spiel kompensiert. Der Seitenreflektor wirkt im Kernbereich als Druckring. Der Kernboden ist gegen die radialen Kräfte der Kugelschüttung elastisch gespannt.

Der graphitische Kernaufbau wird für die volle Kraftwerkstandzeit von 40 Jahren ausgelegt. Er ist in Abb. 1 für einen HTR mittlerer Leistung dargestellt und im folgenden beschrieben.

1.1 Deckenreflektor

Der Deckenreflektor besteht aus hexagonalen Graphitsäulen, die in der Höhe in mehrere Blocklagen unterteilt und mittels einer metallischen Hängekonstruktion an der Decke des Reaktordruckbehälters befestigt werden. Die Kanäle für den Gasdurchtritt durch den Deckenreflektor sind so angeordnet, daß die Hängekonstruktion und alle angrenzenden Komponenten wie z. B. die Kernstäbe gekühlt und die Abschirmungsfunktion erfüllt werden. Die Durchführungen der Kernstäbe werden jeweils von 6 hexagonalen Blocksäulen gebildet und mit Hülzen abgeschirmt. Der Deckenreflektor wird primär durch das Eigengewicht und im unteren Bereich zusätzlich durch die Neutronenbestrahlung beansprucht.

1.2 Seitenreflektor

Der Seitenreflektor besteht aus einer inneren und äußeren Zylinderwand, in denen die Graphitblöcke zu Blocksäulen und Ringlagen angeordnet sind. Alle Bauteile werden innerhalb der Säulen mittels Dübeln bzw. Paßfedern und innerhalb der Ringlagen mittels Keilen positioniert. Die Teile übernehmen hierbei gleichzeitig die Funktion einer Dichtung. Nach außen wird der Seitenreflektor mittels vorgespannter Federelemente abgestützt.

Die Innendruckbelastungen werden von den Federstützen in die angrenzenden Bauteile eingeleitet. Der Seitenreflektor wird oberhalb des Kernbodens durch die seitlichen Stützelemente und den Außendruck des Kühlgases als Druckring beansprucht. Die gegenüber dem unteren Reflektorteil auftretenden radialen Differenzverschiebungen werden direkt oberhalb des Kernbodens innerhalb

des Seitenreflektors durch Pendelstützen kompensiert. Die auf den Seitenreflektor im Kernbodenbereich wirkenden Außendruckbelastungen werden in den Kernboden und in die metallische Bodenplatte eingeleitet. Azimutale Verschiebungen des Kernaufbaus werden durch formschlüssige Verbindungen zwischen Kernboden und Zylinderwand sowie durch die seitlich angeordneten Federsützen verhindert.

Der Reflektorgraphit erfährt als Folge der Neutronenbestrahlung Veränderungen seiner Form sowie seiner thermischen und mechanischen Eigenschaften im kernnahen Bereich. Für den konstruktiven Aufbau des Reflektors ergibt sich daraus die Forderung nach einer prinzipiellen Trennung der durch Neutronenbestrahlung belasteten Zone und der Zone, die die strukturelle Integrität des Systems sicherstellt. Dadurch werden einerseits die Bestrahlungseinflüsse auf die tragenden und durch Primärbeanspruchungen belasteten Konstruktionselemente ausgeschlossen, andererseits Primärbeanspruchungen bzw. funktionale Anforderungen an dem durch Formänderungen beanspruchten Bereich soweit wie möglich vermieden. Diese Maßnahmen führen dazu, daß die Beurteilungskriterien für den strahlungsbelasteten Reflektorbereich anders anzusehen sind als für die sicherheitstechnisch bedeutsamen tragenden Bereiche.

1.3 Bodenreflektor

Der Bodenreflektor besteht aus hexagonalen Graphitsäulen mit entsprechenden Kanälen für den Gasdurchtritt. Diese Säulen sind in der Höhe unterteilt und werden von Rundsäulen axial getragen. Der Freiraum um die Rundsäulen bildet den Heißgassammelraum.

Im Boden sind Kugelabzugsrohre zum Abziehen der Kugelfüllung angeordnet. Der Boden ist zu diesen Rohren geneigt. Durch Variation dieser Neigung wird am Seitenreflektor eine einheitliche Umfangshöhe erreicht. Die oberste Blocklage ist ebenfalls einer Neutronenbestrahlung ausgesetzt.

Spaltaufsummierung zwischen den hexagonalen Bodensäulen aufgrund von thermischen Differenzdehnungen und Kräften aus der Kugelschüttung werden durch Rückstellkräfte verhindert, die von seitlich am Behälter angeordneten Federelementen über den unteren Seitenreflektor in den Kernboden eingeleitet werden. Azimutale Verschiebungen des Kernbodens werden mittels formschlüssiger Verbindungen mit dem Seitenreflektor verhindert.

2. Bestimmende Randbedingungen für den Reflektor

Die verschiedenen Bereiche des Reflektors sind in zumindest zwei Blocklagen unterteilt. Wie im vorigen Kapitel dargestellt, erfolgt das insbesondere beim Seitenreflektor zur Trennung zwischen der durch Neutronenbestrahlung belasteten Zone und der die Integrität des Aufbaus sicherstellenden Zone.

In der an den Kern angrenzenden Zone im Einflußbereich von Neutronenbestrahlung können sich die Untersuchungen weitgehend auf das Einzelsteinverhalten konzentrieren, da ihr Verbund erst in zweiter Linie bestimmend für die Auslegung wird. Von der Funktion her sind an diese Reflektorsteine folgende Anforderungen zu stellen:

- Die Eigenspannungen in den Reflektorblöcken müssen auf Werte begrenzt werden, die ein systematisches Abbrechen größerer Graphitstücke ausschließen. Ein Verlust an mechanischer Festigkeit und an Werkstoffzusammenhalt im kernnahen Bereich (Oberflächenverschleiß) kann hingegen zugelassen werden.
- Durch die nach den heutigen Kenntnissen nicht vollständig auszuschließenden Verschleißprodukte dürfen die Sicherheit und die Verfügbarkeit der Anlagen nicht eingeschränkt werden.
- Die tragenden Strukturen müssen über die gesamte Betriebszeit vor hoher Strahlenbelastung geschützt bleiben.

Die Blöcke im Hochfluenzbereich des Decken- und Seitenreflektors erhalten erforderlichenfalls eine aufgelöste Struktur der kernseitigen Oberfläche. Die optimierte Form wurde durch Abstimmung der Dimensionen, der Kühlung und durch die Anordnung der Entlastungsschlitze in umfangreichen Analysen entwickelt.

2.1 Kernseitig bestimmte Randbedingungen

Die Auslegung der Reflektorsteine wird in erster Linie durch die Fluenz schneller Neutronen aus dem Reaktorkern und durch die Temperatur bestimmt.

Die Fluenz ist das Zeitintegral des Flusses schneller Neutronen, der in erster Näherung zur Leistungsdichte proportional ist. Sie wird von der Beschickungsart geprägt und hängt außerdem von der Schwermetallbelastung der Brennelemente und deren Standzeiten ab.

Abb. 2 zeigt die axiale Neutronenfluenz am Kernrand bei OTTO-Beschickung.

In einem einzelnen Reflektorblick ergibt sich radial nach außen in sehr guter Näherung ein exponentieller Abfall der Fluenz (Abb. 2):

$$D(r) = D_{\max} \cdot e^{-\mu r}$$

Aus Abschirmberechnungen ergab sich $\mu = 0,0108 \text{ mm}^{-1}$; r ist der Radialabstand in mm, D_{\max} ist der höchste Wert zu einem bestimmten Zeitpunkt in der kernseitigen Stirnfläche. Die axiale Gastemperaturverteilung am Kernrand wird durch die Leistungsdichteverteilung bestimmt und nimmt mit der Tiefe zu. Für einen großen stromerzeugenden HTR ist in Abb. 2. die axiale Temperatur in der Reflektoroberfläche angegeben.

Im Einzelblock herrscht prinzipiell eine radial zunächst ansteigende und dann abnehmende Temperatur. Diese ergibt sich durch die Wärmeproduktion aus der Reflektion und Moderation der Neutronen im Reflektor.

Aus dem Kugelhaufen ergeben sich weiter mechanische Beanspruchungen für den Reflektor. Sie resultieren aus dem Kugeldruck, aus Eigengewicht und Kühlgasdruckabfall, aus dem Stabeinfahren und aus Erdbebenbelastung. Die äußeren Belastungen sind klein im Vergleich zu den inneren Beanspruchungen.

Chemische Verunreinigungen im Kühlgas (H_2O , H_2 , CO , CO_2) reagieren mit dem Graphit. Je nach den Temperaturverhältnissen ergibt sich eine Oberflächen- oder Volumenkorrosion. Besonders letztere führt zu einer Materialschwächung.

Diese wird jedoch durch Beschränkung der Verunreinigungen so bemessen, daß das Tragverhalten nicht beeinträchtigt wird.

2.2 Geometrische Gestaltung

Die Innenabmessungen des Reflektors ergeben sich aus den Abmessungen des Reaktorkerns, die Wandstärke aus den Abschirmanforderungen für die Neutronen. Für die Dicke des inneren Reflektors sind dann konstruktive Anforderungen vom Gesamtaufbau bestimmend. Sie beträgt z. B. im Seitenbereich etwa 500 mm.

Die Hauptabmessungen der Blöcke sind durch die Gesamtkonstruktion und Montageanforderung weitgehend festgelegt. Sie werden einerseits von den herstellungsbedingten Maximalabmessungen bestimmt, die technisch und wirtschaftlich vernünftige Herstellungsverfahren voraussetzen. Die Minimalabmessungen ergeben sich durch die Konstruktion und die Stabilitätsanforderungen des Graphitaufbaus und erforderliche Führungsbohrungen für die Reflektorstäbe und evtl. andere Einrichtungen. Für die Blöcke im inneren Seitenreflektor haben sich Abmessungen von etwa 250 x 250 x 500 mm als sinnvoll ergeben.

2.3 Materialeigenschaften des Graphits

Der Graphit hat eine Reihe von Eigenschaften, die ihn zum bestgeeigneten Werkstoff für Kernstrukturbauteile von Hochtemperaturreaktoren machen:

- günstige neutronenphysikalische Eigenschaften hinsichtlich Moderation bei geringer Neutronenabsorption
- hohe Temperaturbeständigkeit, stabiles Verhalten bis über 2000°C
- hohe Wärmeleitfähigkeit, daher geringe Temperaturdifferenzen und geringe Wärmespannungen
- niedriger Wärmeausdehnungskoeffizient, daher geringe thermische Eigenspannungen
- hohe Wärmekapazität, daher große Trägheit beim Temperaturfolgeverhalten
- gute mechanische Eigenschaften, insbesondere bei Druckbeanspruchung.

Für den inneren Reflektor spielen das Bestrahlungsverhalten, besonders eine möglichst geringe Schrumpfung, und die Festigkeit eine wesentliche Rolle bei der Sortenauswahl. Durch die Herstellung kann der Graphit in gewissen Grenzen auf die Anforderungen eingestellt werden. Die deutschen Pechkoksgraphite ATR-2E und ASR-1RS werden in langjährigen Bestrahlungstests für den Einsatz bis zu hohen Neutronenfluenzen geprüft.

3. Allgemeines Auslegungskonzept

Insbesondere für den inneren Reflektor läßt sich ein allgemeines Auslegungskonzept angeben, das einerseits aus der Festlegung der Randbedingungen und andererseits aus der Führung der Standzeitnachweise besteht. Abb. 3 enthält das Ablaufschema.

In Schritt A werden durch die Festlegung der Abmessungen des Reaktorkerns die Voraussetzungen geschaffen. Sie werden im wesentlichen durch die Leistungsgröße, die Leistungsdichte, den Brennstoffzyklus und die Beschickungsart, die Betriebsanforderungen des Lastfahrens und Abschaltens und die erforderlichen Temperaturen am Kernaustritt bestimmt. Die Bedingungen sind das Ergebnis einer Optimierung der Gesamtanlage und Einzeloptimierung des Kerns aufgrund der Kraftwerksanforderungen.

Mit Schritt B werden Abmessungen des Graphitreflektors festgelegt. Sie ergeben sich aus der erforderlichen Neutronenabschirmung, den Anforderungen aus der Trag- und Behälterfunktion und der vorzusehenden Anordnung von Steuer- und Meßeinrichtungen.

Im Schritt C erfolgt einerseits die Grobauslegung des Reaktorkerns und andererseits die Vordimensionierung der Reflektorkonstruktion. Daraus ergeben sich im Schritt D die Neutronenfluß- und Temperaturverteilung am Übergang von Reaktorkern zum Reflektor bzw. die Hauptabmessungen der Steine im inneren und äußeren Reflektor. Diese Abmessungen werden von den herstellungsbedingten Maximalabmessungen und den konstruktionsbedingten Minimalabmessungen bestimmt.

Im Schritt E können damit die Randbedingungen für den inneren Reflektor festgelegt werden. Sie bestehen aus den kernseitig bestimmten Belastungen Neutronenfluß- und Temperaturverteilung, Kugeldruck und -reiben und chemischen Verunreinigungen im Kühlgas, aus den äußeren Belastungen durch Eigengewicht einschließlich Erdbeben und aus den Hauptabmessungen der Einzelblöcke.

U. a. unter Zuhilfenahme von Spannungsstudien lassen sich Kriterien ableiten, nach denen im Schritt F der Graphit für den inneren Reflektor ausgewählt wird. Prinzipiell können dies bereichsweise auch verschiedene Graphite sein. Wesentliches Kriterium sind einerseits das Dimensionsänderungsverhalten und andererseits die Festigkeit:

- Die Schrumpfungsumkehr soll bei möglichst hoher Fluenz liegen.
- Die Steigung der Dimensionsänderung über der Fluenz soll nach der Schrumpfungsumkehr im Sinne eines niedrigen Spannungsniveaus möglichst gering sein.
- Die Festigkeit als Vergleichswert für die Spannungen soll möglichst hoch sein.
- Die Fluenz, bei der der Graphit in die Expansion geht, soll möglichst nahe der Auslegungsfluenz sein, um den Grad der Oberflächenstrukturierung (Schlitztiefe) und die Verschleißmengen gering zu halten.

Diese Zielkriterien können bei verschiedenen Graphiten zuwiderlaufende Tendenz haben, so daß hier je nach Grad der Ausnutzung eine "Güterabwägung" erforderlich werden kann.

Im Hinblick auf eine Beschränkung der Standzeitnachweise erfolgt in Schritt G anhand des Dimensionsänderungsverhaltens eine Klassifizierung der Reflektorbereiche. Hierzu werden für die Blöcke die maximale Fluenz und die mittlere Temperatur im vorderen Blockbereich bestimmt. Die Klassifizierung bezüglich Fluenz und Temperatur erfolgt dann nach den Bedingungen:

- bis zur Schrumpfungsumkehr
- Schrumpfungsumkehr bis Wiederausdehnung
- ab Ausdehnung über die ursprünglichen Abmessungen hinaus.

Mit Schritt H erfolgt die Einteilung des inneren Reflektors in die drei Bereiche.

In den Schritten J und K erfolgen die Nachweise.

Blöcke aus dem Reflektorbereich, in dem der Graphit bis zur Ausdehnung über seine ursprünglichen Abmessungen hinaus bestrahlt wird, müssen bezüglich ihres Spannungsverhaltens genauer analysiert werden. Zunächst werden mit den Daten des ausgewählten Graphits für ungünstige Paarungen von Temperatur und Fluenz die Spannungen über die Fluenz bzw. Einsatzzeit berechnet. Treten keine Überschreitungen der Festigkeitsgrenzwerte auf, ist der Standzeitnachweis geführt. Wenn lokale Spannungsspitzen auftreten, kann durch eine CRACK-Analyse die örtliche Begrenzung nachgewiesen werden. Dazu wird gezeigt, daß lokales Versagen sich nicht in der Struktur fortsetzt. Erst, wenn bei großflächigeren Zugzonen dieser Nachweis nicht mehr gelingt, sind Kühlmöglichkeiten zu prüfen.

Für den Standzeitnachweis des Reflektorbereiches, bei dem der Graphit über seine ursprünglichen Abmessungen hinaus wächst, werden Blöcke mit ungünstigen Paarungen von Temperatur und Fluenz ausgewählt. Für diese wird durch Spannungsanalysen die Fluenz bestimmt, bis zu der die Spannungen - unter Einbeziehung möglicher Kühlmaßnahmen - unterhalb der zulässigen Grenzwerte liegen. Die vorzulagernde Stollentiefe wird dann so bemessen, daß in den Stollen die Auslegungsfluenz auf die vorher ermittelte Fluenz abfällt. Die Abmessungen der Stollenschlitze sind dann auf das Kühlkonzept und die Ausführung der Nachbarblöcke abzustimmen.

4. Fertigung und Errichtung

Auf eine Beschreibung der Herstellung von Graphit wird hier verzichtet. Weiter ist aus den vielfältigen Anwendungsmöglichkeiten von Graphit bekannt, daß er in der erforderlichen Genauigkeit bearbeitbar ist. Mit einer Folge von Abbildungen soll die Errichtung des THTR-Kernaufbaus wiedergegeben werden. Daraus werden gleichzeitig die präzisen Bearbeitungsmöglichkeiten erkennbar.

Abb. 3a Kernboden: Probeaufbau. Außenansicht des Kernaufbaus mit Heißgaskanälen

Abb. 4 Lage des Graphitaufbaus mit Kugelabzugsrohr

Abb. 5 Bodenlage des Graphits von oben gesehen

Abb. 6 Bodenlage des Graphitkerns mit Übergang zum Heißgaskanal

- Abb. 7 Graphitaufbau mit Säulenhalle und Regelsteinen

- Abb. 8 Reflektoraufbau mit Stützbolzen und Bohrungen für die Reflektorstäbe

- Abb. 9 Teil der graphitischen Kerndecke mit Hängestangen

- Abb. 10 Blick auf Kerndecke und -wand sowie Kernstäbe

- Abb. 11 Kern, Übergang vom Boden- zum Wandbereich

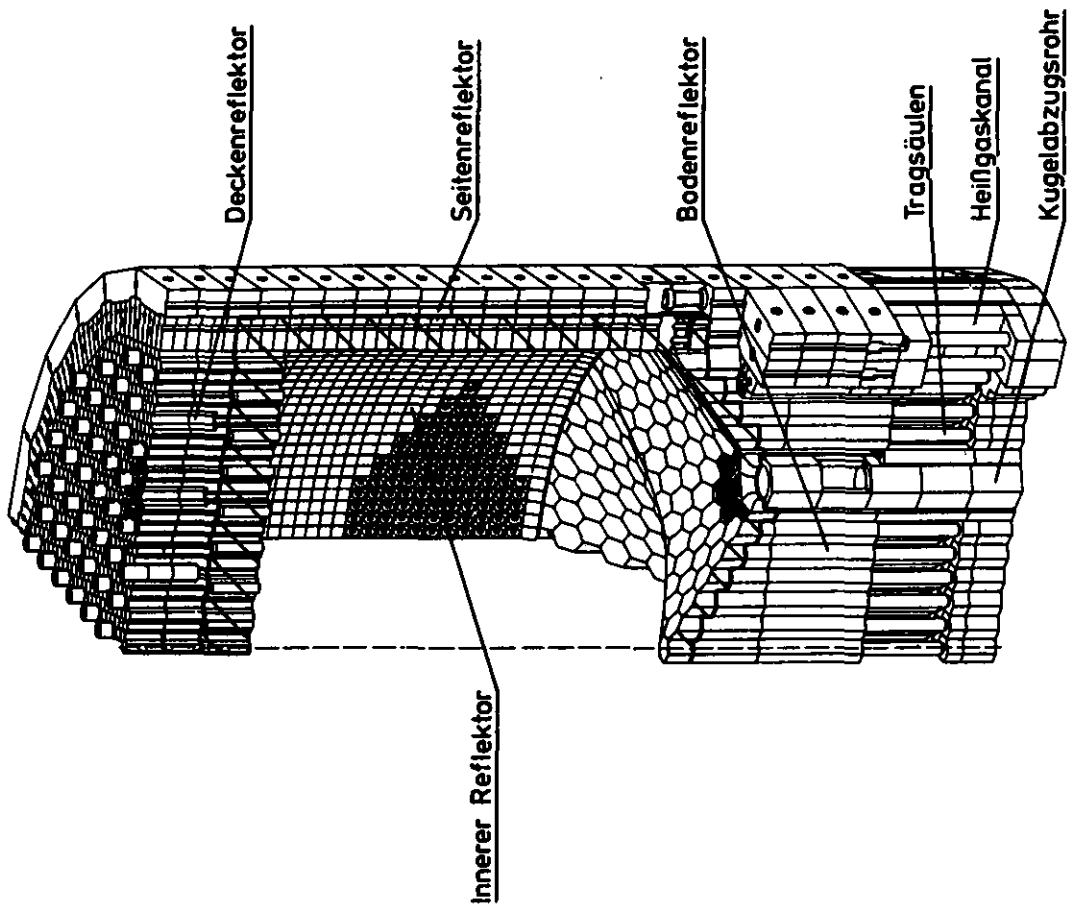
- Abb. 12 Blick in den Reaktorkern mit Brennelementen, eingefahrenen Kernstäben und ERBELA

Damit ist eindrücklich gezeigt, daß Graphit ein ganz normaler Konstruktionswerkstoff ist.

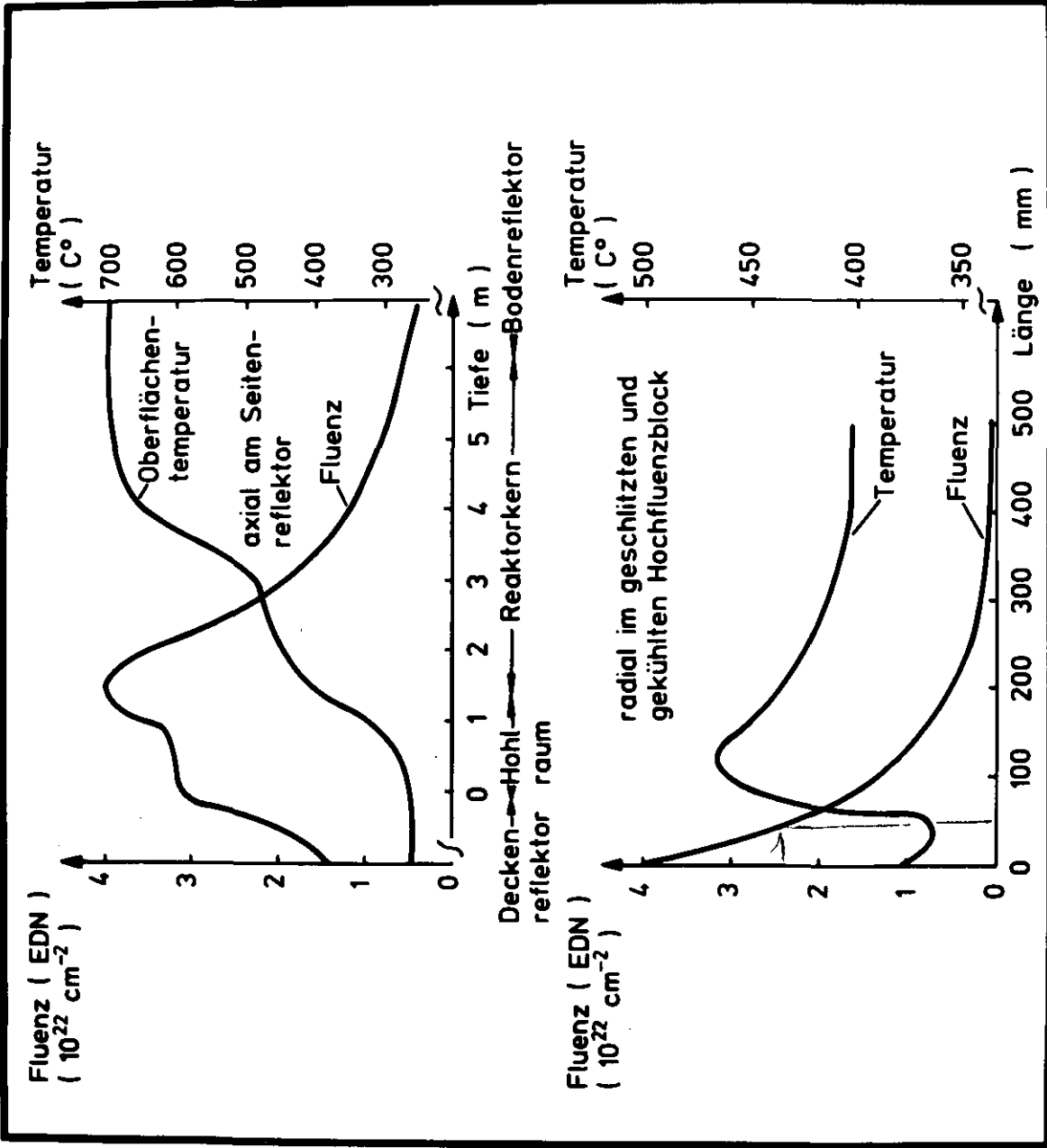
Im Zusammenhang mit der Frage eines weiteren Betriebes des AVR wurde kürzlich die Graphitdecke mit Hilfe von Videokameras inspiziert. Abb. 13 zeigt einen Blick auf den Deckenreflektor von unten, Abb. 14 ein Detail aus dem Deckenreflektor. Im Zuge der Inspektion konnte dieses Detail wiedergefunden und als Orientierungsmarke genutzt werden. Dies beweist die ausgezeichnete Bewährung des Konstruktionswerkstoffes Graphit nach mehr als 15-jährigem Reaktorbetrieb.

5. Schlußbemerkung

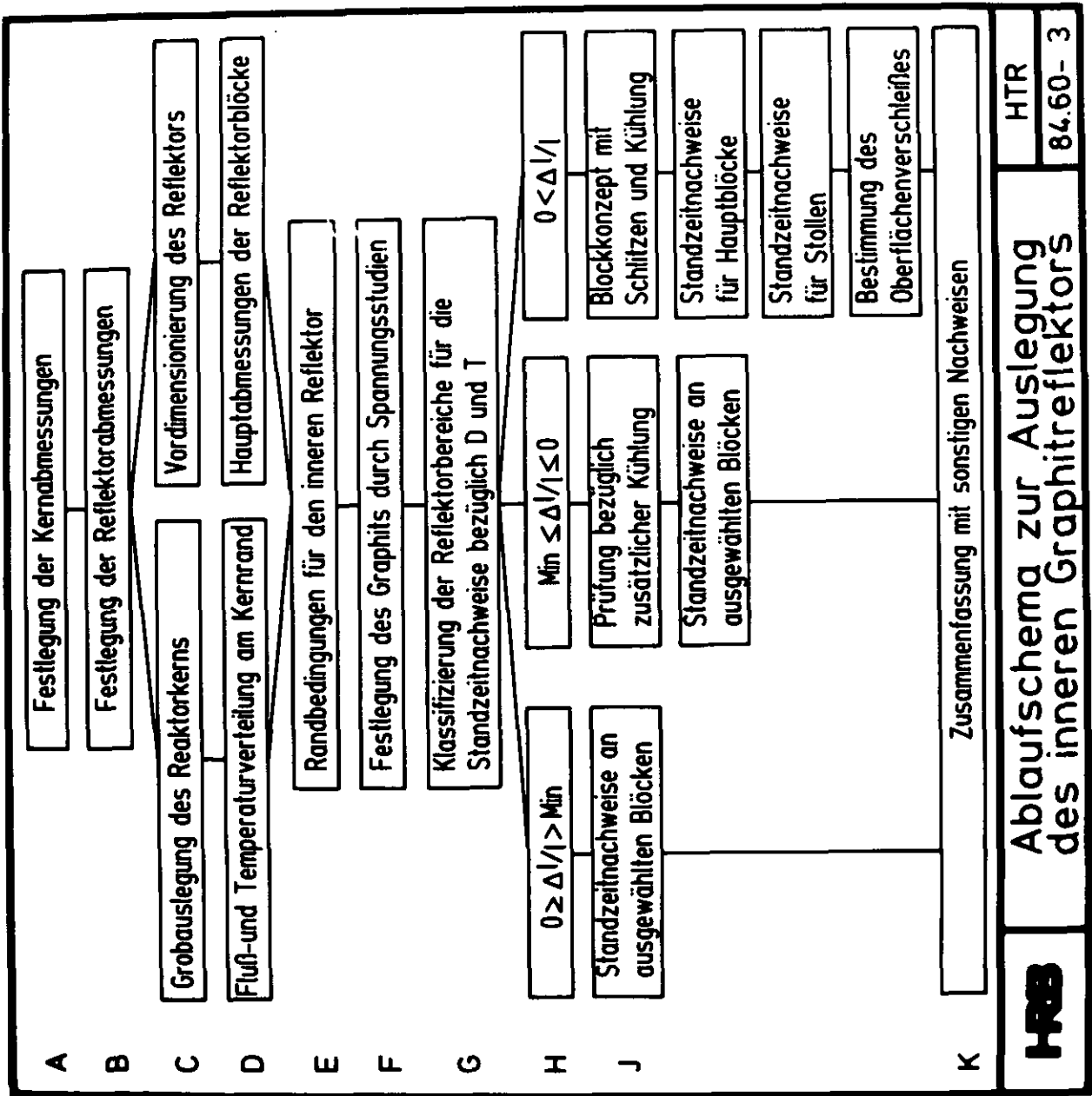
Die schwarze Farbe von Graphit mag zu dem Begriff "schwarze Kunst" verleiten. Wir hoffen, Ihnen das Gegenteil gezeigt zu haben.

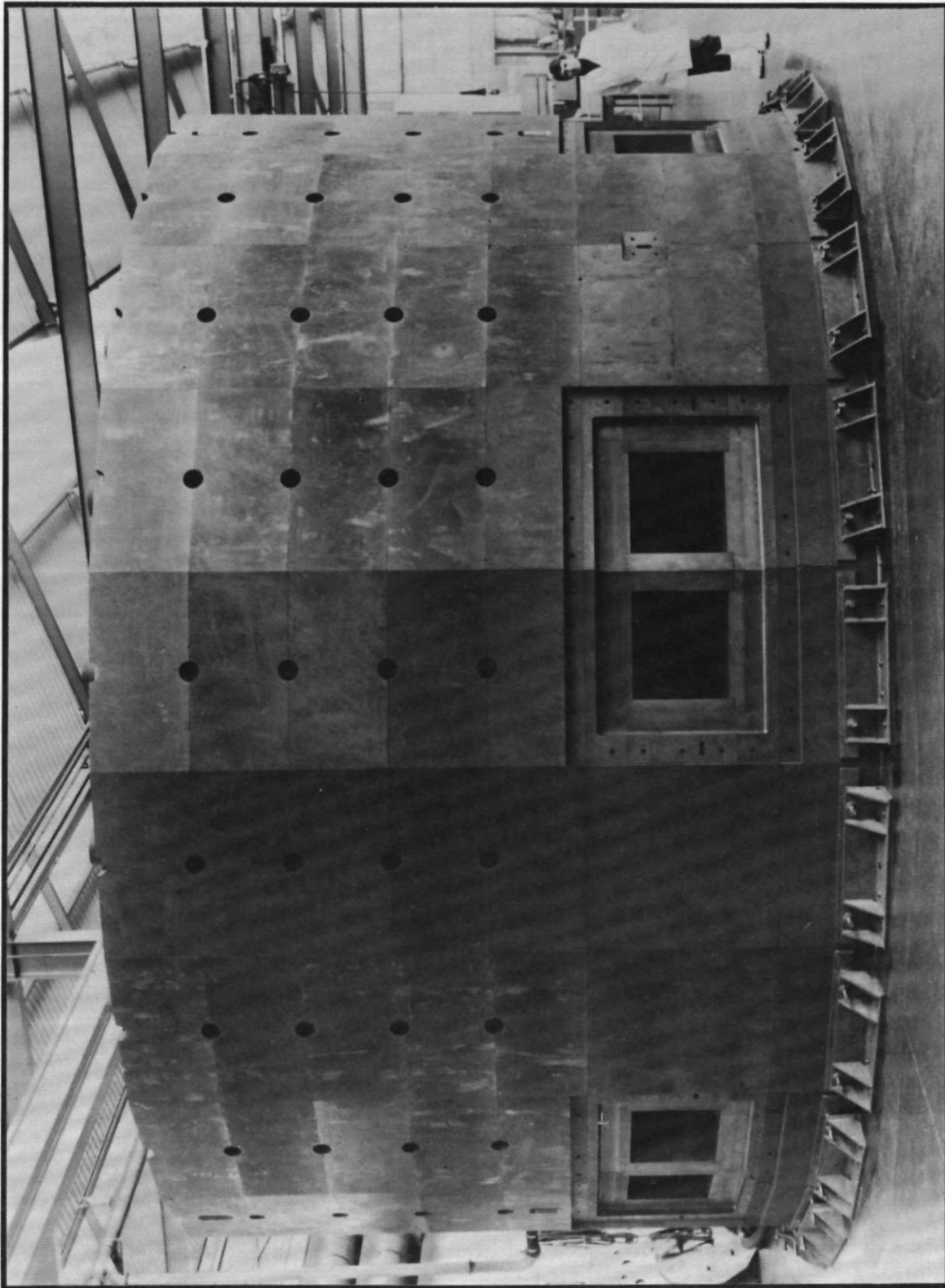


HTR	Kernaufbau des Hochtemperaturreaktors	HTR 84.60-1
------------	--	------------------------------



HRB **Typische Temperatur- und Fluenzverteilung im Seitenreflektor** **HTR** **84.60- 2**





Kernboden : Probeaufbau. Außenansicht des Kernaufbaus mit Heißgaskanälen.
Core Bottom : Test Assembly. External view of core structure showing
hot gas ducts

THTR 300
BG 230

84.7-8

HRB

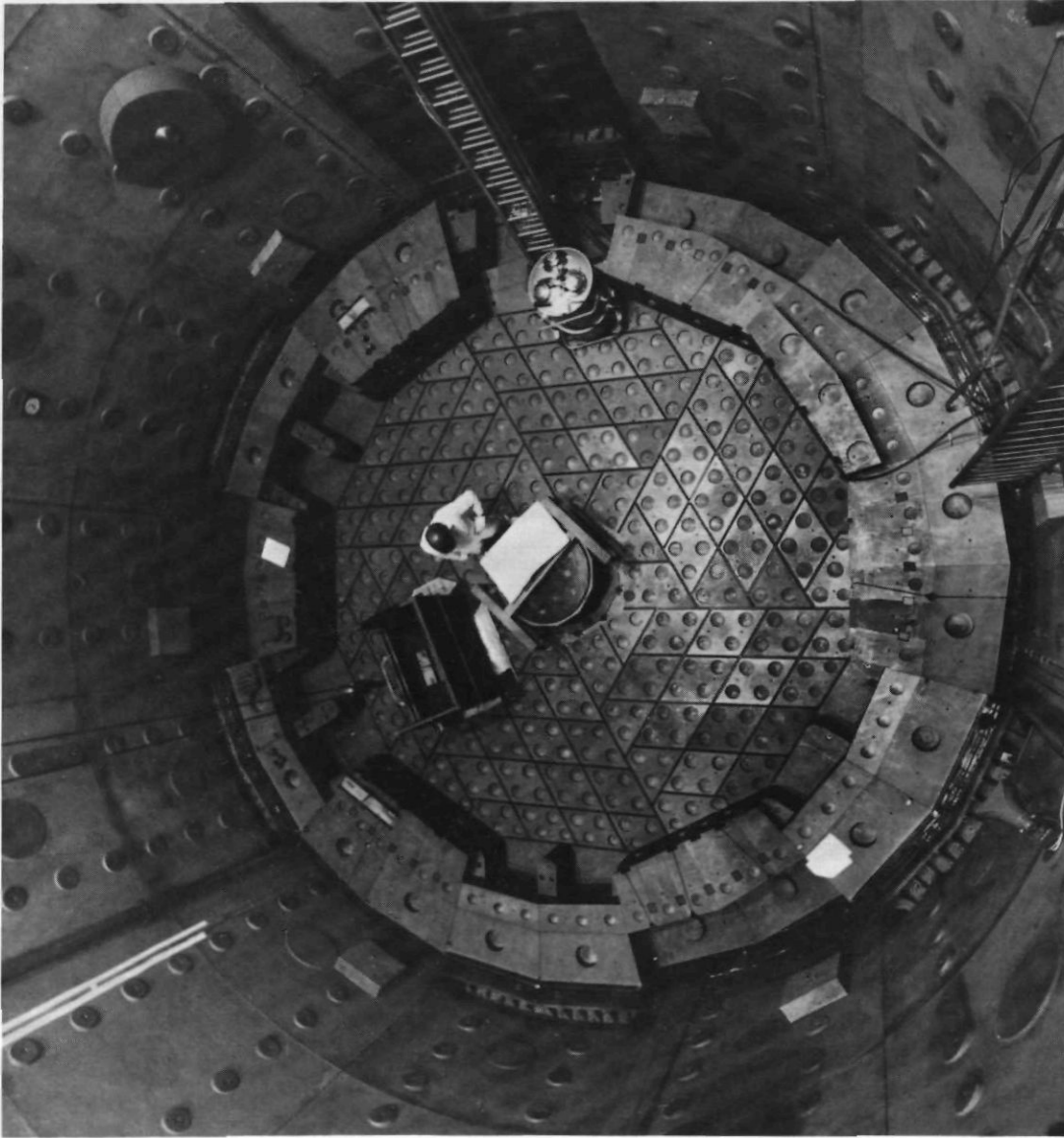


Lage des Graphitaufbaus
mit Kugelabzugsrohr

THTR

84.60- 4

HRB

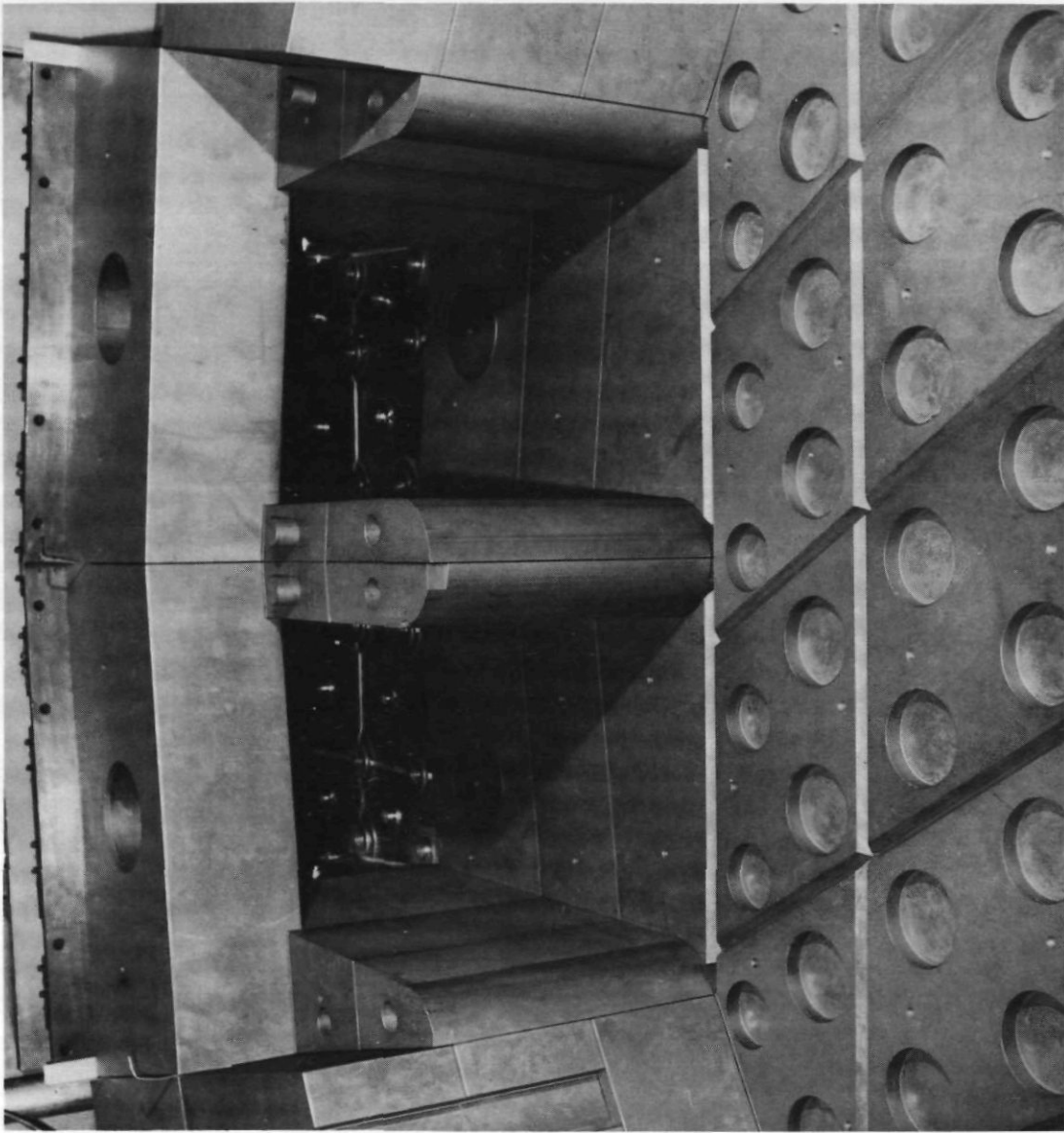


THTR

84.60- 5

Bodenlage des Graphit
von oben gesehen

HRB

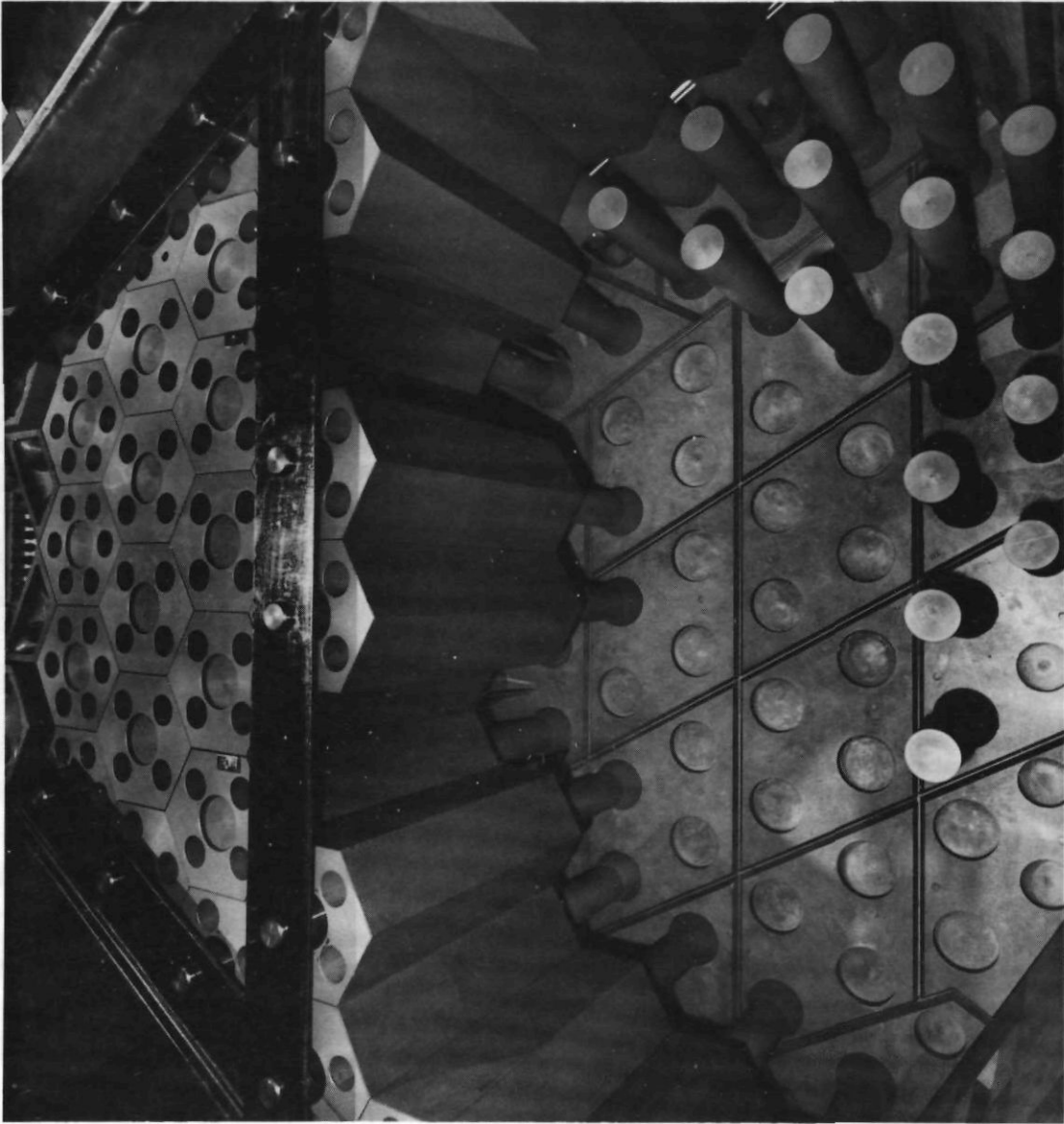


Bodenlage des Graphitkerns
mit Übergang zum Heißgaskanal

THTR

84.60- 6

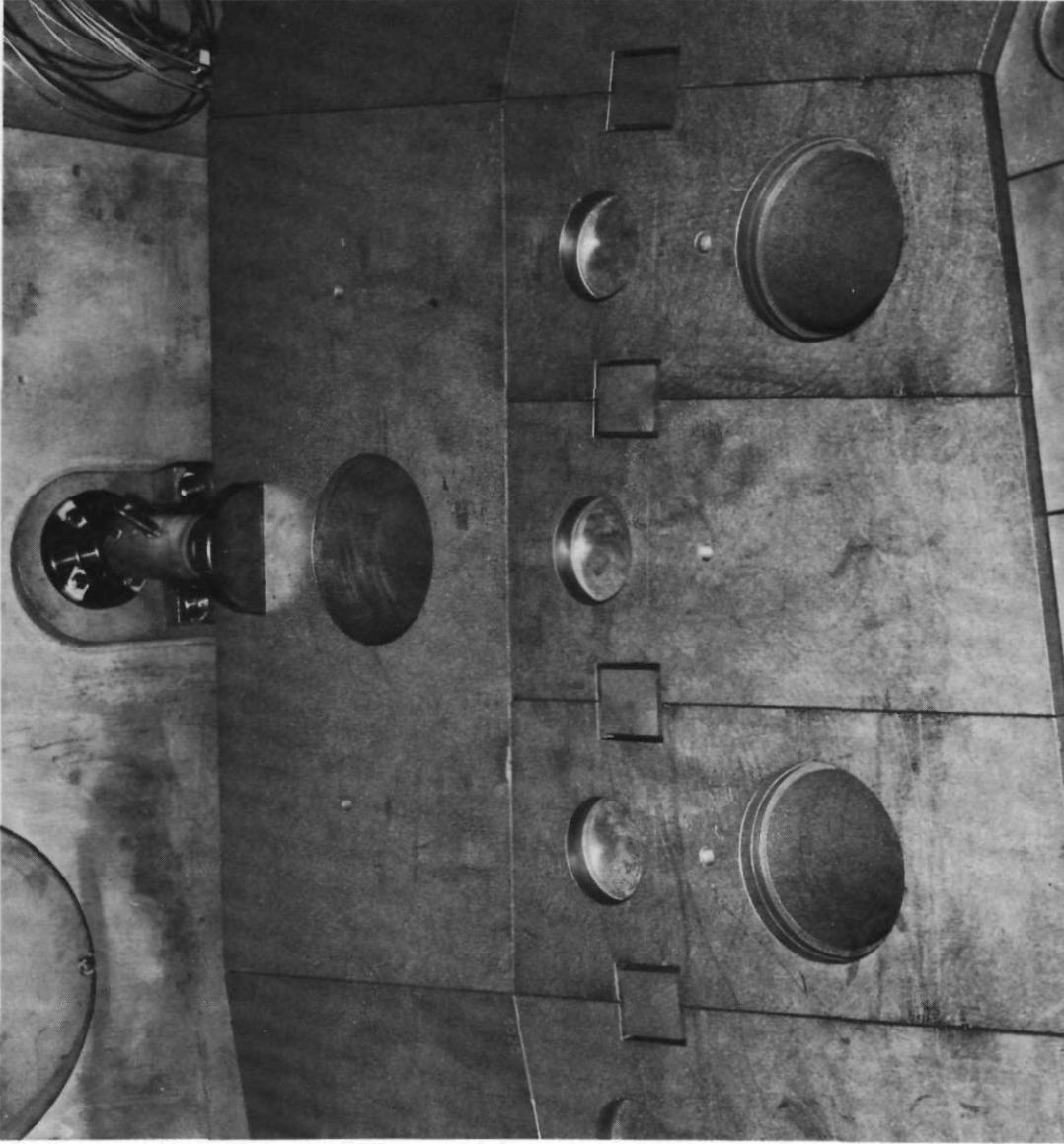
HRB

**HRB**

Graphitaufbau mit Säulenhalle
und Regelsteinen

THTR

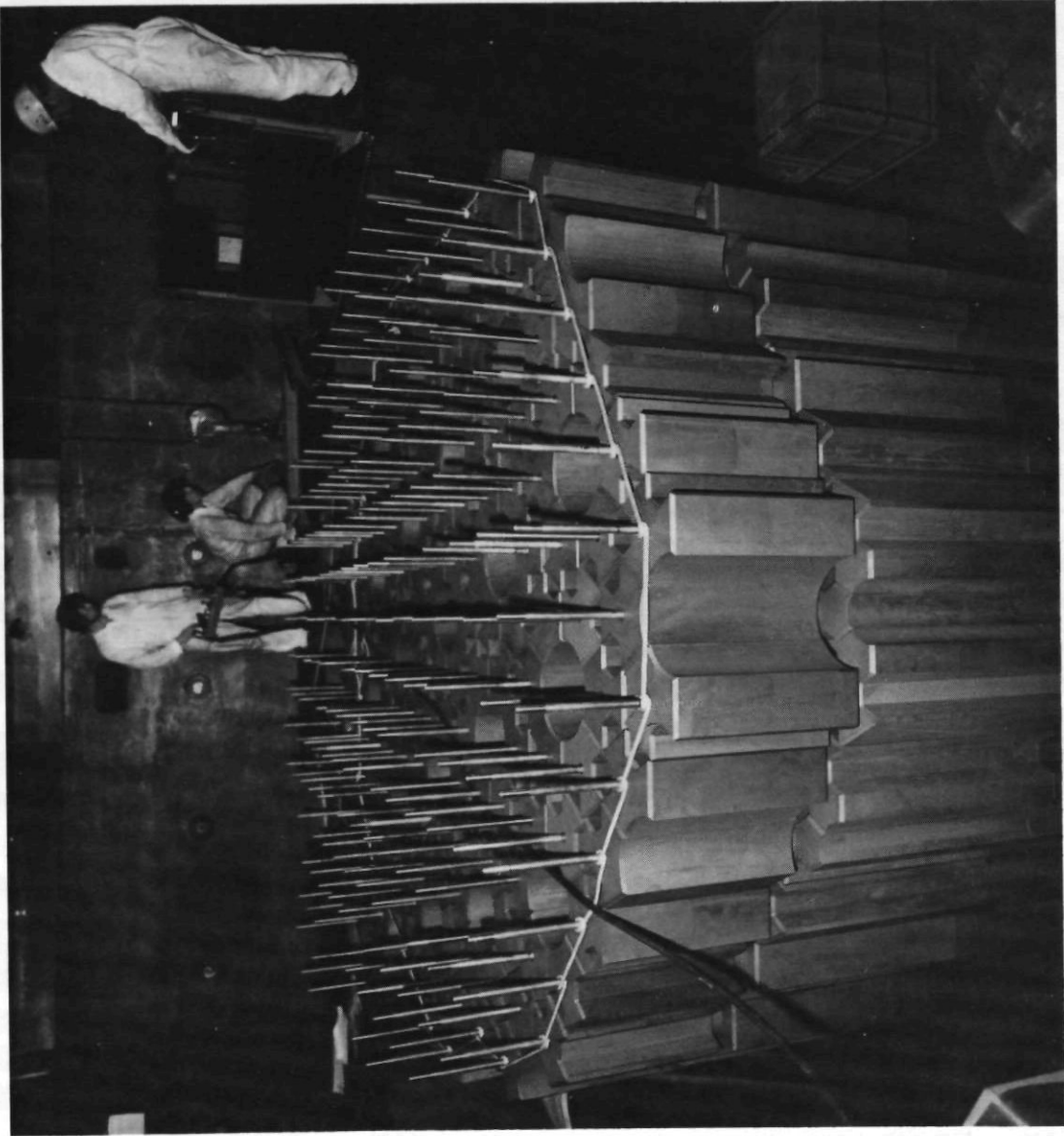
84.60-7

**HRB**

Reflektoraufbau mit Stützbolzen
und Bohrungen für die Reflektorstäbe

THTR

84.60 - 8

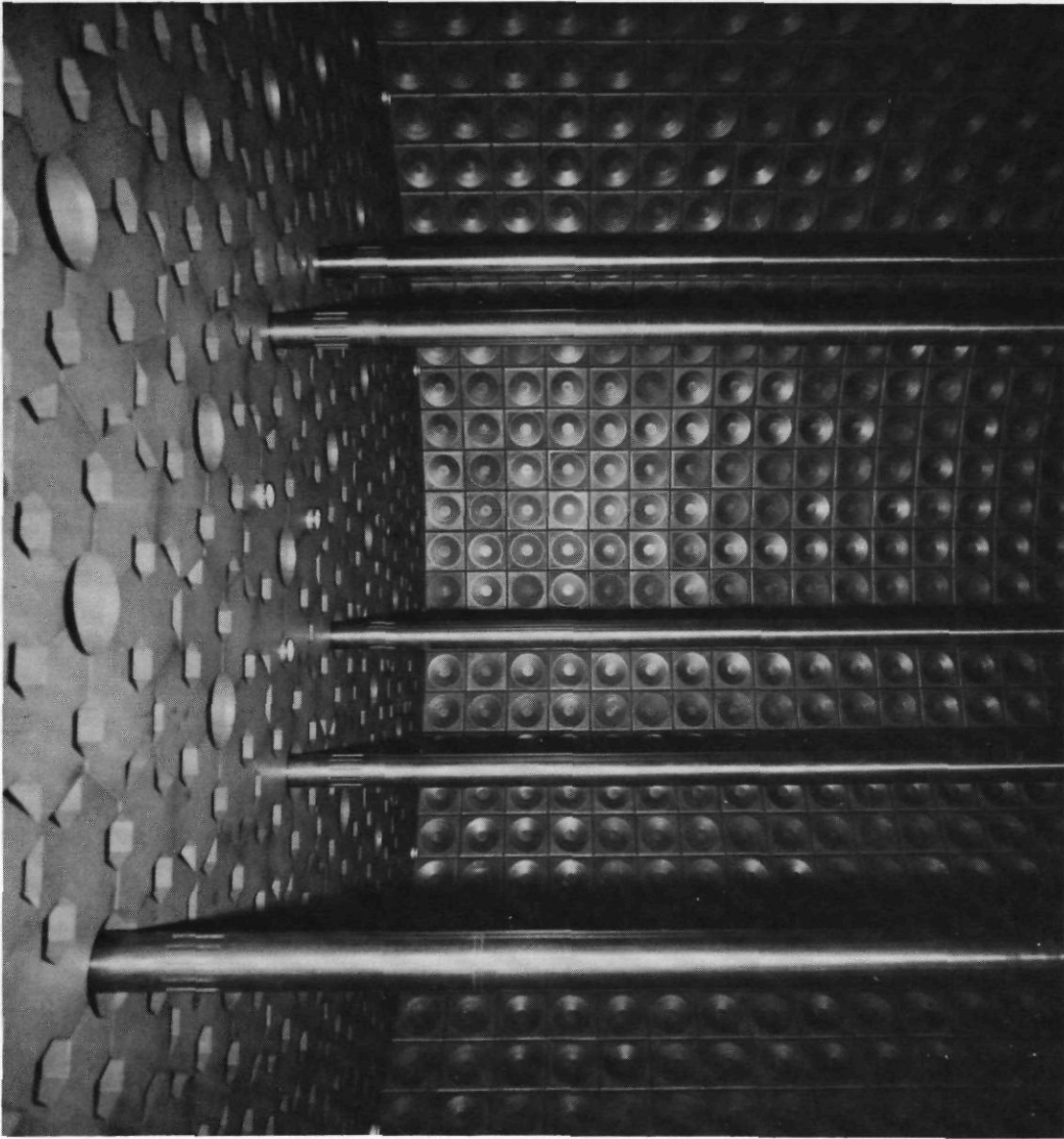


Teil der graphitischen Kerndecke
mit Hängestangen

HRB

THTR

84.60-9



THTR

84.60-10

Blick auf Kerndecke und - wand
sowie Kernstäbe

HRB

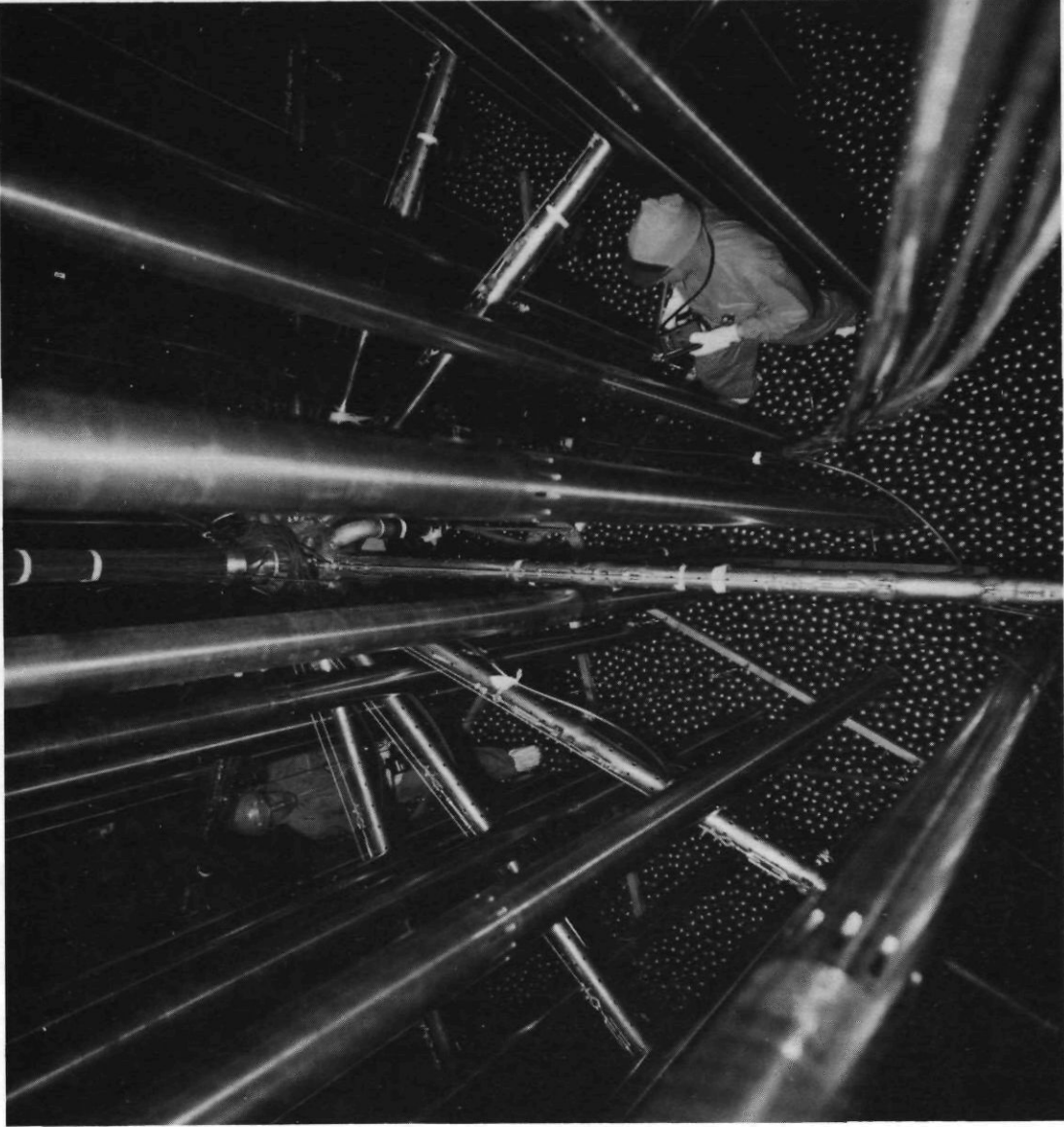


Kern, Übergang vom Boden-zum Wand-
bereich, links eine Abschaltstabspitze.

THTR

84.60-11

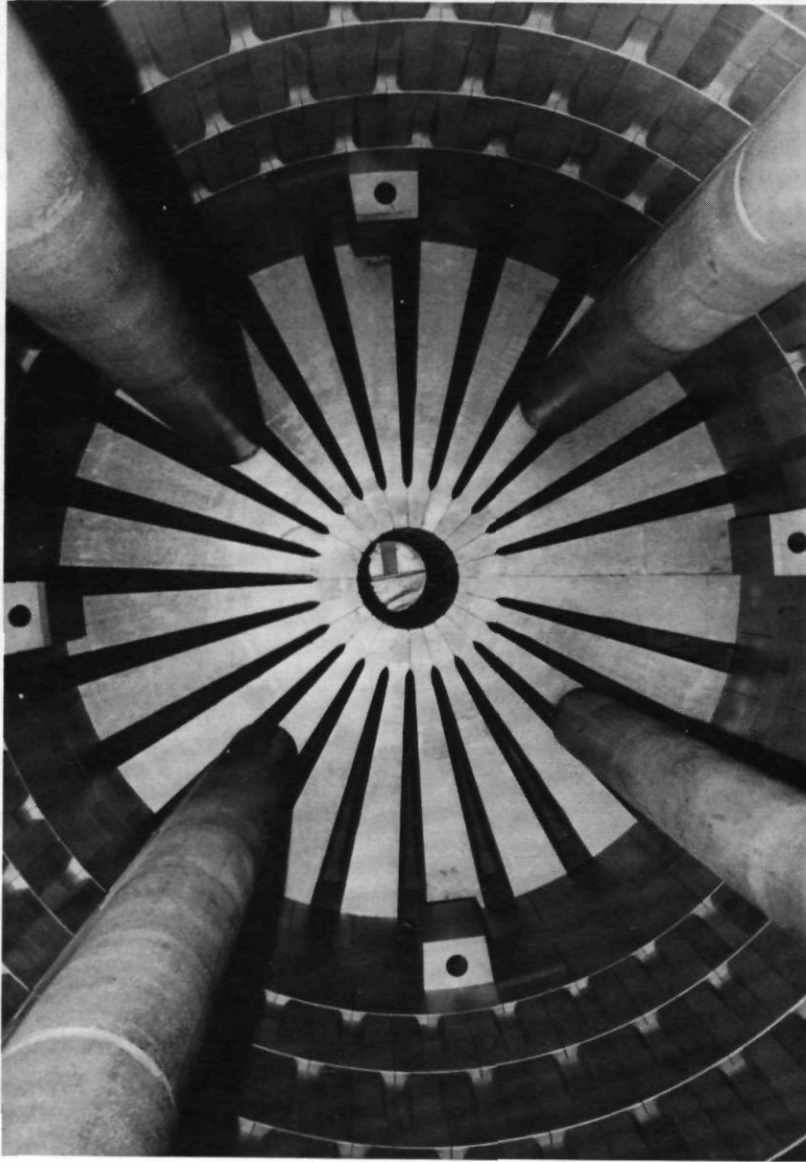
HRB

**HRB**

Reaktorkern mit Brennelementen,
eingefahrenen Kernstäben und ERBELA

THTR

84.60-12

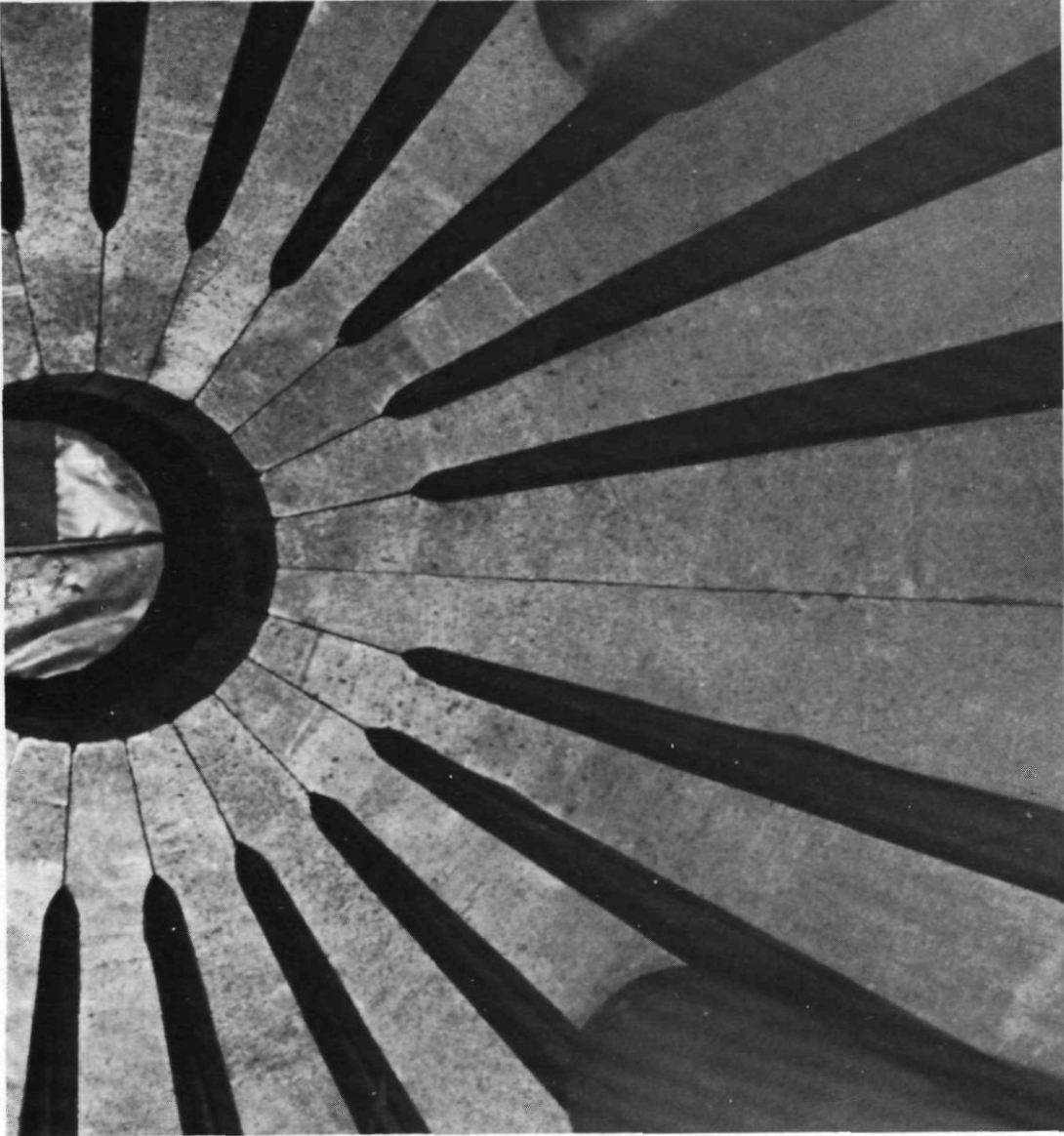


AVR

84.60-13

Blick von unten auf den Deckenreflektor

HRB



AVR

84.60-14

Detail aus dem Deckenreflektor

HRB

Auslegung und Betriebsverhalten der
SNR-Brennelementstruktur

W. Dietz, H. Többe

INTERATOM GmbH
Bergisch Gladbach 1

Zusammenfassung

Es wird das Brennelement- und Kernkonzept eines Schnellen Brutreaktors am Beispiel des SNR 300 (1. Kern) beschrieben und die Anforderungen an die Elemente hinsichtlich Abbrand und Neutronendosis für bestehende und geplante Anlagen genannt.

Die bisherigen Bestrahlungsexperimente und Betriebserfahrungen mit Brennelementen haben gezeigt, daß die Standzeit der Elemente wesentlich durch die Formstabilität der Elementkomponenten beeinflußt wird. Die Anforderungen bezüglich Neutronenbelastung für zukünftige fortschrittliche Leistungsbrennelemente gehen deutlich über den derzeitigen Erfahrungsstand hinaus. Deshalb sind neben einer Optimierung der Brennelementauslegung und dem Austesten von Betriebsgrenzen mittels Pfadfinderelementen noch Entwicklungsarbeiten zur Verbesserung der Brennelementwerkstoffe erforderlich.

1 Beschreibung der SNR-Brennelemente

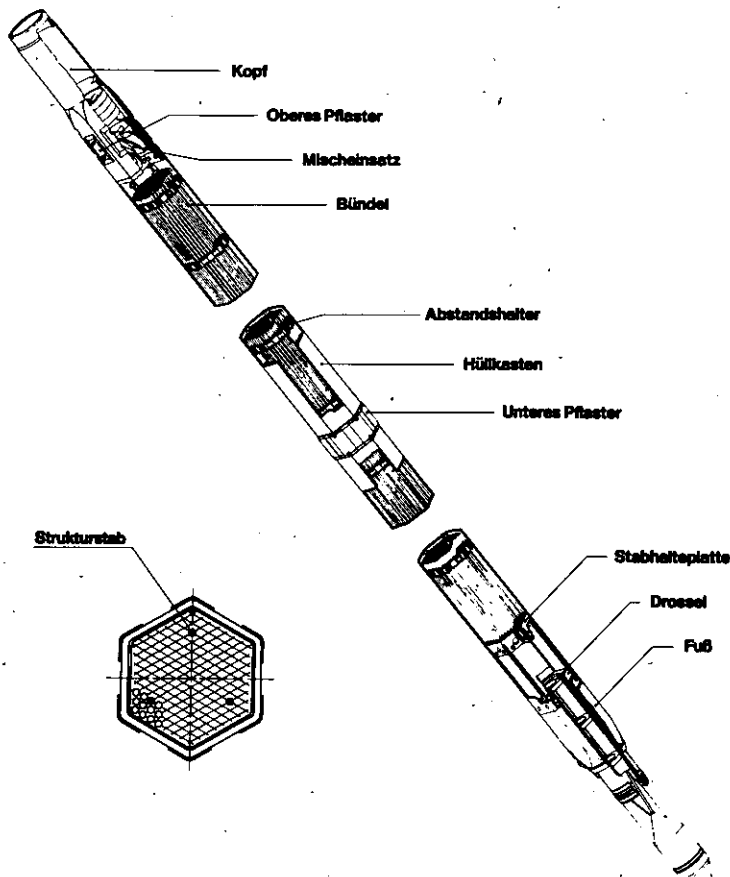
Wenn man von Strukturproblemen bei SNR-Brennelementen spricht, denkt man in der Regel an das Strukturmaterialverhalten der Brennelement-Hüllkästen mit seinen Auswirkungen auf das mechanische Kernverhalten und die Handhabung der Brennelemente. Zum besseren Verständnis dieser Zusammenhänge sei deshalb eine Beschreibung der Brennelemente und des Kerns des SNR-300 (1. Kern) vorangestellt.

Den Grundaufbau der Brennelemente in Abb. 1 bilden Kopf, Fuß und hexagonaler Hüllkasten mit dem Brennstabbbündel. Die äußere Schlüsselweite beträgt ca. 110 mm, die Elementlänge ca. 3,7 m. Zur Abstützung der Elemente untereinander dienen Distanzpflaster, die am Elementkopf und im unteren Elementdrittel am Hüllkasten befestigt sind.

Der Kopf besteht aus einem oberen zylindrischen Teil mit Greifkonturen zum Anschluß der Handhabungseinrichtungen und einem unteren hexagonalen Teil, auf dessen 6 Seitenflächen sich die Pflaster befinden, die die obere Stützebene des Kernverbandes bilden.

Der kurz oberhalb des Stabbündels angeordnete Mischeinsatz besteht aus einem drallaufbauenden Teil (Drallkörper) und den dahintergeschalteten Gleichrichtern, die diesen Drall wieder abbauen. Mit Hilfe dieser Einrichtungen mißt die Temperaturmeßstelle über dem Brennelement eine für das Element charakteristische (mittlere) Kühlmitteltemperatur.

Das Brennstabbündel setzt sich zusammen aus 166 Brennstäben mit einem Außendurchmesser von 6 mm und 3 Strukturstäben, die mit 14 Wabengitterabstandshaltern und einer Stabhalteplatte fixiert sind. Um die Zerlegung hochbelasteter Elemente der C1-Zone nach dem Reaktoreinsatz zu erleichtern, sind die 6 unteren Abstandshalter dieser Elemente mit größerem Zellkreisdurchmesser ausgestattet. Die Strukturstäbe bilden mit den Abstandshaltern



SNR 300 Mk Ia Brennelement

Abb. 1 : Übersicht zum Brennelement des SNR-300 Erstkerns
(SNR-300, Mark-Ia)

über quasigelenkige Verbindungen ein Skelett, in das die Brennstäbe eingeschoben, an der Stabhalteplatte befestigt und gegen axiale Bewegungen und Verdrehungen gesichert werden. Die Stabhalteplatte ist über Zwischenstücke mit dem Fuß verbunden. Das Bündel steht sonst frei im Elementkasten. Der Abstandshalter besteht aus punktgeschweißten Streifen; seine äußere Struktur wird auf jeder Seite aus einer Randbandage mit je vier elastischen Verbindungen und zwei Anlageflächen pro Seite gebildet. Die drei Zellen zur Halterung des Abstandshalters an den Strukturstäben befinden sich auf der Diagonalen in der dritten Reihe von außen; sie sind durch einen Ring versteift.

In der Mitte der unteren axialen Brutzone sind auf den Elementkasten Pflaster zur Bildung der unteren Stützebene angebracht. Diese unteren Pflaster bestehen aus einem geschlossenen hexagonalen Ring, auf den verschleißfeste Auflagen aufgebracht sind, die sich um die Sechseckanten herumziehen.

An das untere Ende des Elementkastens schließt der Fuß an, durch den das Element im Gitterplatteneinsatz abgestützt wird. Eine Orientierungsnase und eine Orientierungsrippe am Fuß ermöglichen die Orientierung des Elementes auf die hexagonale Struktur des Kernverbandes.

Die Brennelemente werden einzeln hydraulisch niedergehalten. Dazu befindet sich im Gitterplatteneinsatz unter dem Kolben des Elementfußes ein Raum niederen Druckes. Kolbenringe dichten die Räume unterschiedlichen Druckes im Gitterplatteneinsatz ab.

Im Fuß befinden sich Drosseln, die den erforderlichen Kühlmitteldurchsatz einstellen.

Mit den anderen Kernelementen (Brutelemente, Absorberelemente, Blindelemente, Reflektorelemente), deren äußerer Grundaufbau mit denen der Brennelemente identisch ist und die sich nur in ihrem inneren Aufbau entsprechend den unterschiedlichen Funktionen und Anforderungen unterscheiden, bilden die Brennelemente den Kernverband.

Abb. 2 zeigt einen Kernquerschnitt für den SNR-300-Erstkern. In radialer Richtung vom Zentrum zum Rand gehend enthält der Kern Mark-Ia eine Spaltzone mit einer inneren und einer äußeren Anreicherungszone (C1-, C2-Zone), einen radialen Brutmantel und einen Reflektor. Die Spaltzone umfaßt bei Einschluß der Zentralposition 9 volle hexagonale Ringe oder Reihen mit insgesamt 217 Elementpositionen, wovon 7 Reihen mit 127 Positionen auf die äußere Anreicherungszone entfallen. Der radiale Brutmantel besteht aus 2 unvollständigen Reihen mit 96 Positionen und der radiale Reflektor aus 3 unvollständigen Reihen mit 186 Positionen.

Die 127 Positionen der inneren Anreicherungszone enthalten neben den Brennelementen die 9 Regeltrimm- und Erstabschaltelemente, die 3 Zweitabschaltelemente und eine während der drei Betriebszyklen variierende Anzahl von Brenn- und Blindelementen.

Die Kernhalterung des SNR-300 bewirkt eine radiale Fixierung aller Elemente in drei Ebenen. Die unterste Ebene ergibt sich durch die Fixierung der Elementfüße in der Gitterplatte, die zweite Ebene liegt 20 cm unterhalb der Spaltstoffzone im Bereich des unteren axialen Brutmantels und die dritte Ebene liegt am Kopf, d. h.

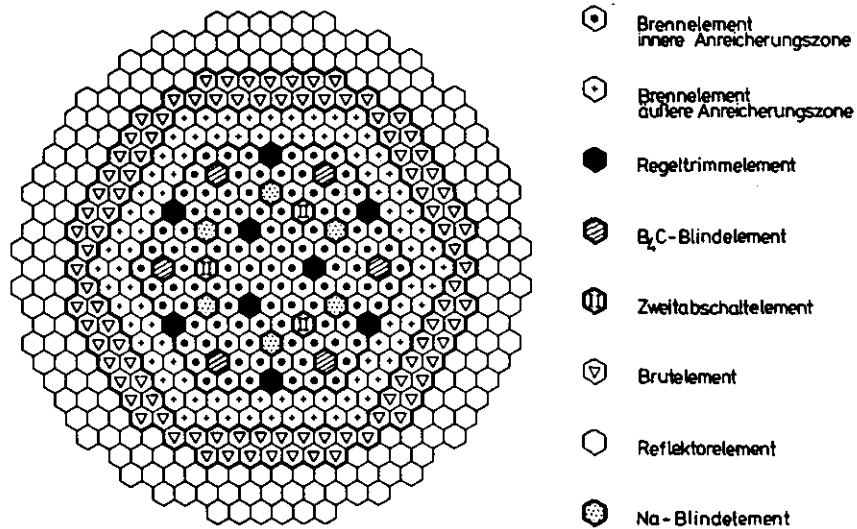


Abb. 2: Querschnitt des SNR-300-Erstkerns und Position der verschiedenen Kernelemente (SNR-300, Mark-Ia)

oberhalb des oberen axialen Brutmantels. Konstruktiv werden die zweite und dritte Ebene durch die oberen und unteren Pflaster realisiert, über die ein gegenseitiges Abstützen der Elemente ermöglicht wird.

Nach außen werden die Bewegungen der Elemente in der zweiten und dritten Ebene durch je einen Stützring außerhalb des Kernverbandes begrenzt. Diese Ringe haben genau definierte Spalte gegenüber den äußeren Reflektorelementen und bestehen aus ferritischem Stahl (W.-Nr. 1.6770), während die Kernelement-Hüllkästen aus austenitischem Stahl gefertigt sind.

2 Anforderungen an SNR-Brennelemente hinsichtlich Abbrand und Neutronendosis, erreichter und geplanter Stand

Für kommerzielle SNR-Brennelemente spielt unter den derzeitigen wirtschaftlichen Randbedingungen die Senkung der Brennstoffzykluskosten durch Erhöhung der Brennelementausnutzung die dominierende Rolle / 1 /. Hierbei ist für die Ausnutzung der Brennstäbe eines SNR-Elementes der Abbrand die charakteristische Größe; für die Verformungen und Schädigungen der Struktur ist allerdings die Neutronendosis in n/cm^2 ($E \geq 0,1$ MeV) oder noch besser "dpa" (displacement per atom) die zweckmäßigere Bezugsgröße.

In Tab. 1 ist der erreichte und geplante Stand hinsichtlich Abbrand und Neutronendosis z. B. in deutschen und französischen Schnellen Brutreaktoren zusammengestellt.

	MAX. LOK. ABBRAND $\angle MWD/KG_{SM-7}$	MAX. LOK. NEUTRONENDOSIS $\angle DPA-NRT_7$
KNK II, 1. BELADUNG	~ 100	38
2. BELADUNG	100 (25)*	47 (13)*
HOCHABBRAND-BE	175 (128)*	68 (50)*
SNR-300, MK IA	85	66
MK II	110	110
SNR 2	150	150
RÄPSODIE, HOCHABBRAND-STÄBE	213**	120**
PHENIX, STANDARD-BE	74	63
TEST-BE	~ 110	95
SPX 1, GARANTIE	79	79
ZIEL	113	113
SPX 2	150	150

*) AM 15.11.84 ERREICHT; **) WELTREKORD

Tab. 1: Abbrand und Neutronendosis deutscher und französischer Schneller Brutreaktoren

Man sieht aus Tab. 1, daß die für die "kommerziellen" Anlagen (SNR-2, und SPX 1, SPX 2) geplanten Zielwerte bezüglich Abbrand bereits in den Forschungsreaktoren (KNK-II, Rapsodie) oder den Prototypen (SNR-300, Phénix) realisiert wurden; entscheidende Grenzen hinsichtlich der Brennstabausnutzung sind also aufgrund der bisherigen Erfahrungen nicht gesetzt. Bezüglich Neutronendosis sind die geplanten Zielwerte nur z. T. realisiert; die bisherigen Erfahrungen zeigen aber bereits, daß mit den derzeitigen Referenz-Strukturwerkstoffen eine Erhöhung der Neutronendosis über die Auslegungswerte der Prototypreaktoren hinaus nicht möglich ist.

Wie kann man nun die Anforderungen an die SNR-Brennelemente hinsichtlich Abbrand- und Neutronendosis-Erhöhung erfüllen? Hierzu gibt es drei Möglichkeiten, nämlich

- Auslegung der Brennelemente optimieren (z. B. Abstandshalterkonzept),
- Werkstoffentwicklung und -optimierung (z. B. Alternativlegierungen),
- Betriebsgrenzen austesten und "entkonservativieren" (z. B. Pfadfinderelemente),

wobei jede Möglichkeit für sich ihren eigenen Stellenwert hat, insgesamt gesehen jedoch die Werkstoffentwicklung z. Z. am vordringlichsten erscheint.

3 Festigkeitsbewertung und Auslegungskriterien für SNR-Brennelemente

Das Verhalten der Kernelementstrukturteile ist durch die Temperaturfelder im Element und insbesondere durch das Werkstoffverhalten unter Neutronenbestrahlung (Strukturmaterialschwellen, Bestrahlungskriechen, Versprödung) bestimmt. Die hauptsächlichen Belastungen resultieren aus differentiellen Temperatur- und Schwelldehnungen, d. h. sie sind "dehnungsgesteuert"; es gelten für sie überwiegend die Kriterien für Sekundärspannungen.

Mit Hilfe der Werkstoffkennwerte: 0,2-%-Dehngrenze ($R_{p0,2}$), Zugfestigkeit (R_m) und Zeitstandfestigkeit ($R_{m,t}$), werden drei Bezugsspannungen (S_m) gebildet, die den unterschiedlichen Belastungsarten und Versagensarten der Werkstoffe Rechnung tragen:

$$S_{m1} = \text{Min} \left(\frac{2}{3} R_{p0,2}, \frac{1}{2} R_m \right)$$

$$S_{m2} = \frac{2}{3} R_{p0,2}$$

$$S_{mt} = 0,8 \cdot R_{m,t}$$

Diese Werte sind Mindestwerte, die Unsicherheiten der Werkstoffeigenschaften und das Verhalten des Werkstoffs unter Neutronenbestrahlung abdecken.

Tab. 2 gibt eine Zusammenstellung der thermo-mechanischen Hüllkasten-Auslegungskriterien (untergliedert nach Lastfall und Lastfallbewertung) wieder. Es werden ruhende und zyklisch wiederholte Belastungen unterschieden und nach primären und sekundären Spannungen klassifiziert.

HÜLLKASTENLASTFALL	LASTFALLBEWERTUNG	
TEMPERATURDIFFERENZEN ÜBER KASTENWAND UND ENTLANG KASTENUMFANG	ZYKLISCH	SEKUNDÄRSPANNUNG $< s_{m2}$
SCHWELLDIFFERENZEN (S.O.)	RUHEND	SEKUNDÄRSPANNUNG $< 3 s_{m1}$
DRUCKDIFFERENZ ÜBER KASTENWAND	ZYKLISCH	PRIMÄRBIEGESpannung $< s_{m1}$
KERNHALTERUNGSKRÄFTE INFOLGE TEMPERATURVERBIEGUNGEN DER ELEMENTE	ZYKLISCH	PRIMÄRBIEGESpannung $< s_{m1}$
KERNHALTERUNGSKRÄFTE INFOLGE SCHWELLVERBIEGUNGEN DER ELEMENTE	RUHEND	PRIMÄRBIEGESpannung $< 1,3 \cdot s_{m1}$
MECHANISCHE KASTEN/BÜNDELWECHSELWIRKUNG INFOLGE UNTERSCHIEDLICHER SCHWELL- UND BESTRAHLUNGSKRIECHAUFWEITUNGEN	RUHEND	KEINE STABOVALISIERUNG INFOLGE AUFBRAUCHENS DER FERTIGUNGSSPIELE
MECHANISCHE KASTEN/KASTEN WECHSELWIRKUNG INFOLGE KASTENQUERSCHNITTS-AUFWEITUNG UND ELEMENTVERBIEGUNG	RUHEND	GEWÄHRLEISTUNG DER HANDHABBARKEIT

BEMERKUNG:

ZUSÄTZLICHE BEWERTUNG DER SUMME ALLER SPANNUNGEN

Tab. 2: Thermo-mechanische Hüllkasten-auslegungs-kriterien, Hüllkastenlastfälle und Lastfall-bewertung

Die Rechenprogramme zur Festigkeitsberechnung der Strukturteile basieren teils auf analytischen Berechnungsmethoden und teils auf der Methode der Finiten-Elemente.

4 Hüllrohr- und Strukturwerkstoffe, Anforderungen, erreichter Stand

Die Gesichtspunkte zur Auswahl von Brennelementstrukturwerkstoffen sind vielschichtig, zumal im Zuge der Werkstoff- und Brennelemententwicklung in den vergangenen 20 Jahren eine Verschiebung der Wichtung der einzelnen Kriterien eingetreten ist / 2 bis 4 /. Während beispielsweise zu Beginn Fragen der Herstellbarkeit, Warm- und Kriechfestigkeit, Korrosion in Natrium sowie die Versprödung hauptsächlich verfolgt wurden, konzentrieren sich heute die Arbeiten insbesondere auf die Entwicklung und Erprobung von Werkstoffen mit genügender Strukturstabilität unter Bestrahlung als das wesentliche Ziel.

Die 1. Generation der Brennelementstrukturwerkstoffe für natriumgekühlte Reaktoren bestand daher aus konventionellen hochwarmfesten austenitischen Stählen (s. Tab. 3),

		AUSTENITE KV STANDARD	AUSTENITE (Ti) KV SPEZ.QUALITÄTEN	Ni-LEGIERUNGEN AUSGEHÄRTET 40 - 45 Ni	FERRITE 9 Cr 12 Cr
KNK II	D	1.4981	1.4970 (NL)	PE16 (TE)	1.4914 (TE)
FFTF	USA	316	316 Ti (NL)		XX (TE)
PHENIX	F	316	316 Ti (NL) 1.4970 (TE)	IN706 (TE)	EM12 (TE)
PFR	UK	321		PE16 (NL)	
SNR 300	D	1.4981	1.4970 (NL)		
SPX1	F		316 Ti		EM12 (NL?)
SHR 2	D		1.4970		1.4914 (NL?)
SPX 2	F		316 Ti		
CDFR	UK			PE16	

NL = NACHLADUNG
TE = TESTELEMENT

Tab. 3: Werkstoffe für Brennelementkästen der Forschungsreaktoren, Prototypreaktoren und der "kommerziellen" Reaktoren

nachdem gezeigt werden konnte, daß keine grundsätzlichen Korrosionsprobleme in Natrium auftraten. Die beobachteten Versprödungserscheinungen ("Tieftemperaturversprödung" bei 350 bis 450 °C durch Matrixverfestigung, "Hochtemperaturversprödung" bei $T > 550$ °C durch reduziertes Verformungsvermögen an den Korngrenzen) haben allerdings bisher noch keine Hinweise ergeben, daß diese Werkstoffgruppen nicht geeignet sind. Die wesentliche Maßnahme zur Verbesserung des Materialverhaltens unter Bestrahlung, d. h. die Reduktion des Materialschwellens, bestand in der Verwendung kaltverformter (KV) hochwarmfester Austenite, nachdem etwa ab 1970 deutlich wurde, daß durch Kaltverformung (KV) die Porenbildung in diesen Werkstoffgruppen deutlich reduziert werden kann. Aus Tab. 3 wird diese Tendenz in der 1. Spalte für die Verwendung der kaltverformten (KV) Austenite in den verschiedenen internationalen Projekten deutlich. Die Verbesserung der Schwellresistenz durch die Kaltverformung geht auch aus Abb. 3

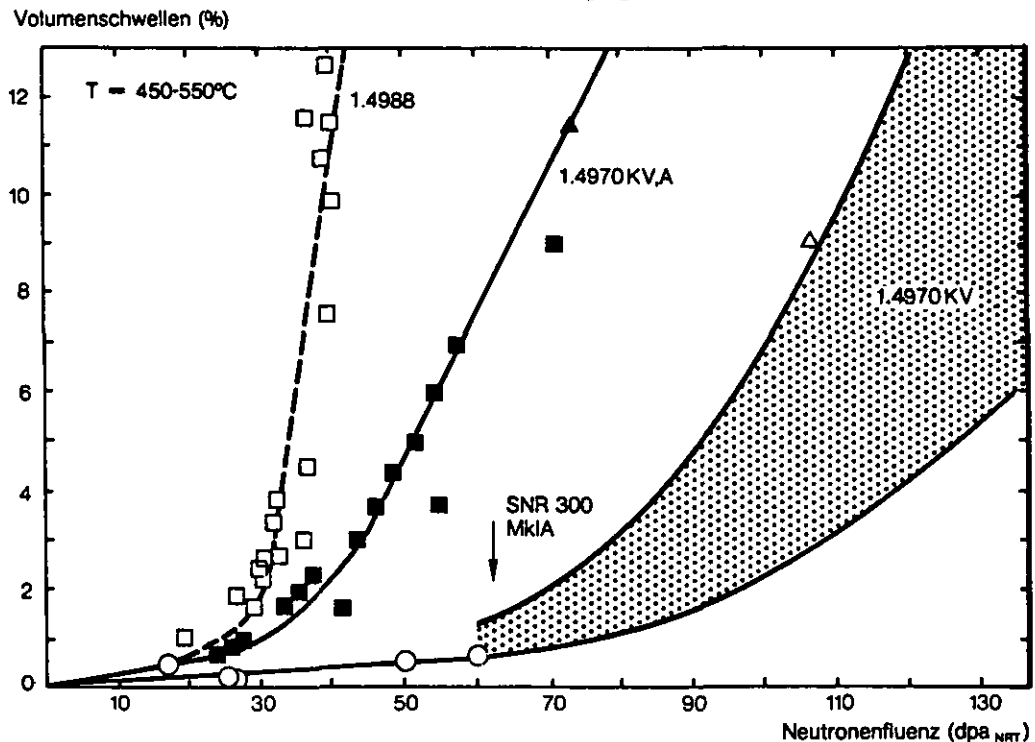


Abb. 3: Volumenschwellen für Hüllrohr- und Hüllkastenwerkstoffe (typisches Schwellverhalten)

hervor, wobei der Stahl 1.4988 (16 13 CrNiNb) als beispielhaft für ein ausgeprägtes Schwellen lösungsgeglühter Austenite zu sehen ist und der titanstabilisierte 1.4970 KV von den kaltverformten austenitischen Stählen bisher besonders günstige Eigenschaften zeigt. Durch Alterung des kaltverformten Werkstoffes (mittlere Kurve 1.4970 KV,A) wird die Schwellresistenz verschlechtert. Aus Abb. 3 ist zu entnehmen, daß aufgrund der angestrebten hohen Dosiswerte in den verschiedenen Projekten eine Tendenz zu den Titanstabilisierten austenitischen Stählen geht. Die Erfahrungen mit austenitischen Stählen haben jedoch andererseits gezeigt, daß große Streuungen im Schwellverhalten auftreten können und daher bereits frühzeitig mit Untersuchungen an alternativen Werkstoffen begonnen wurde. In Tab. 3 sind die in den verschiedenen Reaktoren eingesetzten oder geplanten Varianten genannt, deren chemische Zusammensetzung in Form typischer Werte in Tab. 4 und 5 angegeben ist.

	1.4970	1.4981	AISI 316	AISI 316 Ti	AISI 321	FV 548
Cr	15	16	17	17	18	17
Ni	15	16	13	13	8	12
Ti	0,4	-	-	0,3	0,6	-
Nb	-	0,8	-	-	-	0,6
Mo	1,2	1,6	2,4	2,5	-	1,4
C	0,1	0,06	0,06	0,05	< 0,15	0,08
Si	0,6	0,5	0,6	0,6	< 0,2	< 0,6
ANDERE ELEMENTE	Mn, B Fe	Mn, B Fe	Mn, B Fe	Mn, B Fe	Mn Fe	Mn, B Fe

Tab. 4: Hochwarmfeste Stähle für Kernelementstrukturteile:
typische Analysenwerte konventioneller Stähle
(W/O)

	PE 16	IN 706	1.4914	EM 12	NiCr 2510	A286
Cr	16	16	11	9	10	15
Ni	43	42	0,8	-	25	25
Ti	1,2	1,5	-	-	0,4	2,1
Nb	-	2,5	0,3	0,4	-	-
Mo	3	-	0,7	2	1,5	1,2
C	0,1	0,01	0,18	0,1	0,1	0,08
Si	<0,3	-	0,3	-	0,4	0,7
ANDERE ELEMENTE	Mn, Al, B Fe	Mn, Al Fe	V Fe	Mn, V Fe	Mn, B Fe	Mn, Al, B Fe

Tab. 5: Alternativlegierungen für Kernelementstrukturteile, typische Analysenwerte (W/O)

Eine globale Bewertung dieser verschiedenen Werkstofftypen in Verbindung mit den Anforderungen ist aus Tab. 6 zu entnehmen. Es zeigt sich, daß für höhere Neutronendosiswerte (>100 dpa) noch ein erheblicher Untersuchungsaufwand erforderlich ist. Die bisherigen Ergebnisse haben insbesondere für die martensitischen 12 %-Cr-Stähle positive Tendenzen ergeben / 5 /. Als generelles Problem bei der Werkstoffentwicklung und -optimierung hat sich herausgestellt, daß für die Demonstration eines neuen Werkstoffkonzeptes ein Zeitraum von 10 - 15 Jahren angesetzt werden muß. Deshalb muß zur Erreichung der gesetzten Abbrandziele neben diesen Werkstoffuntersuchungen eine Optimierung der Brennelementauslegung und ein Austesten der Betriebsgrenzen mittels "Pfadfinderelementen" einhergehen.

WERKSTOFFANFORDERUNG	316 Ti	1.4970	PE16	FERRITE
HERSTELLBARKEIT	E	E	E	E
KRIECHFESTIGKEIT	E	E	E	O
HOCHTEMPERATURDUKTILITÄT	E	E	O	E
GERINGES SCHWELLEN	O	O	O/D	D
GERINGES BESTRAHLUNGSKRIECHEN	O	O	O/D	D
AUSREICHENDE BRUCHZÄHIGKEIT	E	E	E	O
AUSREICHENDE KORROSIONSBESTÄNDIGKEIT	E	E	E	E

E - ERFÜLLT
O - ZU OPTIMIEREN
D - ZU DEMONSTRIEREN

Tab. 6: Anforderungen an den Brennelementwerkstoff

Schlußfolgerung

Die bisherigen Bestrahlungsexperimente und Betriebserfahrungen mit Brennelementen haben gezeigt, daß die Standzeit der Elemente wesentlich durch die Formstabilität der Elementkomponenten beeinflußt wird. Die Anforderungen bezüglich Neutronenbelastung für zukünftige fortschrittliche Leistungsbrennelemente gehen deutlich über den derzeitigen Erfahrungsstand hinaus. Deshalb sind neben einer Optimierung der Brennelementauslegung und dem Austesten von Betriebsgrenzen mittels Pfadfinder-elementen noch Entwicklungsarbeiten zur Verbesserung der Brennelementwerkstoffe erforderlich.

- [-1_] J. Höchel,
Abbrand von Schnell-Brüter-Brennelementen
KTG-Fachtag 1982, Geesthacht
- [-2_] ASTM STP-457, Juni 1968
- [-3_] Bestrahlungsverhalten von Hüll- und Strukturwerkstoffen
Int. Konferenz, Ajaccio (Frankreich), Juni 1979
- [-4_] BNES-Konferenz, Brighton (UK), April 1983
- [-5_] Ferritic Alloys for use in Nuclear Energy,
Snowbird, Utah (USA), Juni 1983

